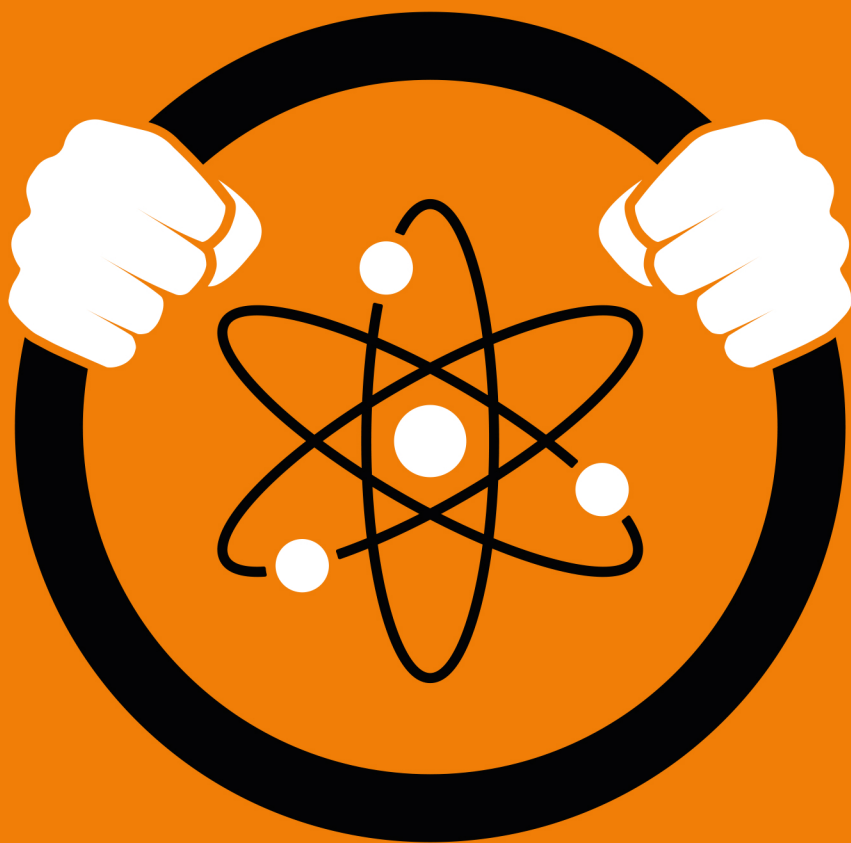


Колин Таккер

# Как управлять **ядерным** реактором



Колин Таккер

# **Как управлять ядерным реактором**

Colin Tucker

# How to Drive a Nuclear Reactor

 Springer

Колин Таккер

# Как управлять ядерным реактором



Москва, 2022



УДК 621.039.5  
ББК 31.46  
Т15

**Таккер К.**

Т15 Как управлять ядерным реактором / пер. с англ. А. Н. Рабодзей. – М.: ДМК Пресс, 2022. – 230 с.: ил.

**ISBN 978-5-93700-132-0**

Эта книга объясняет, как устроен и как действует ядерный реактор и что нужно знать его оператору для обеспечения стабильной и безопасной работы. Коротко изложена история развития ядерных реакторов, представлены различные их типы и подробно рассмотрен один из них – водо-водяной реактор (PWR), начиная с конструкции и заканчивая особенностями управления. Автор книги, признанный эксперт в области безопасной эксплуатации реакторов, уделяет особое внимание устранению аварийных ситуаций.

Книга предназначена широкому кругу читателей, интересующихся современной физикой и энергетикой.

УДК 621.039.5  
ББК 31.46

First published in English under the title How to Drive a Nuclear Reactor by Colin Tucker, edition: 1. Copyright © Springer Nature Switzerland AG, 2019. This edition has been translated and published under licence from Springer Nature Switzerland AG. Springer Nature Switzerland AG takes no responsibility and shall not be made liable for the accuracy of the translation.

Все права защищены. Любая часть этой книги не может быть воспроизведена в какой бы то ни было форме и какими бы то ни было средствами без письменного разрешения владельцев авторских прав.

ISBN 978-3-030-33875-6 (англ.)  
ISBN 978-5-93700-132-0 (рус.)

© Springer Nature Switzerland AG, 2019  
© Перевод, оформление, издание,  
ДМК Пресс, 2022

# Содержание

<b>От издательства .....</b>	<b>10</b>
<b>Предисловие и благодарности .....</b>	<b>11</b>
<b>Глава 1. Человек и его собака .....</b>	<b>13</b>
1.1. Чтение этой книги не даст вам необходимой квалификации для управления ядерным реактором .....	13
1.2. Что включает в себя эта книга .....	15
1.3. Три основных понятия .....	16
1.4. И в заключение .....	16
<b>Глава 2. Физика – это интересно! .....</b>	<b>17</b>
2.1. Атомы и их ядра .....	17
2.2. Распад .....	19
2.3. Быстрые и медленные нейтроны .....	20
2.4. Цепная реакция .....	21
<b>Глава 3. Подружитесь с нейтронами .....</b>	<b>23</b>
3.1. Введение в реактивность .....	23
3.2. Найлы и миллинайлы .....	25
3.3. Топливо для реакторов .....	25
3.4. Стержни управления .....	28
3.5. Точка кипения воды .....	29
<b>Глава 4. Критичность не так плоха, как о ней говорят .....</b>	<b>31</b>
4.1. Критичность: одна из фантастически величайших ошибок .....	31
4.2. Начало докритического состояния: выключение реактора .....	31
4.3. Приближение к критичности .....	32
4.4. Сверхкритический режим: также нет проблем .....	34
4.5. Быстрые и запаздывающие нейтроны .....	35
4.6. Чикаго Пайл 1 (CP-1) .....	35
<b>Глава 5. Что делает ядерную энергию особенной? .....</b>	<b>39</b>
5.1. Компактный источник энергии .....	39
5.2. Продукты распада .....	41
5.3. Остаточное тепловыделение .....	44
5.4. Самое плохое, что может случиться .....	45
<b>Глава 6. Из каких частей состоит реактор .....</b>	<b>46</b>
6.1. Корпус реактора .....	48
6.2. Парогенератор .....	50
6.3. Насос охлаждения реактора .....	51

6.4. Компенсатор давления.....	53
6.5. Установка всего вместе.....	54
6.6. Внутри «коробки».....	55
6.7. Некоторые цифры .....	56

## **Глава 7. Выведение и введение управляющих стержней.....**

7.1. Когда стартовать? .....	57
7.2. Вы защищены?.....	59
7.3. Прогнозирование критичности .....	59
7.4. Изменение содержания бора.....	60
7.5. Первые шаги.....	62
7.6. Приближение к критическому режиму.....	63
7.7. Ожидание критического режима .....	65
7.8. Удвоенное время и скорость запуска .....	66
7.9. И что дальше?.....	66

## **Глава 8. Сколько ватт? .....**

8.1. Три проблемы с потоком нейтронов .....	69
8.2. Азот-16.....	73
8.3. Использование тепла в первичном контуре.....	74
8.4. Использование тепла во вторичном контуре .....	76
8.5. Почему не работают прямые способы измерения электрической мощности .....	77
8.6. Назад, к делению .....	77

## **Глава 9. Стабильность реактора (часть первая).....**

9.1. Температура топлива .....	79
9.2. Температура замедлителя .....	82
9.3. Это PWR, и он стабилен.....	84
9.4. Другой коэффициент.....	85
9.5. Чернобыльский реактор № 4, 26 апреля.....	85
9.6. Помните, что у вас PWR .....	87

## **Глава 10. Что можно сделать со всем этим паром .....**

10.1. Парогенератор: взгляд с другой стороны... ..	88
10.2. Главный паропровод.....	90
10.3. Паровые турбины .....	92
10.4. Турбина высокого давления .....	94
10.5. Повторное использование пара.....	95
10.6. Холодильник.....	96
10.7. Путь назад.....	97
10.8. Генератор.....	98
10.9. Взгляд сверху на систему охлаждения электростанции .....	98

## **Глава 11. Большая красная кнопка .....**

11.1. Что дальше?.....	101
------------------------	-----

11.2. Аварийная остановка.....	102
11.3. Что делают в главном пульте управления.....	103
11.4. Сколько реакторов в мире? .....	107

## **Глава 12. Стабильность реактора (часть вторая)..... 108**

12.1. Условия работы парогенератора.....	108
12.2. Передача тепла .....	109
12.3. Практический пример: малые изменения электрической мощности.....	110
12.4. Программируемое удержание мощности .....	111
12.5. Сброс пара .....	113
12.6. И наконец...бор.....	115
12.7. Процедура разведения бора .....	116

## **Глава 13. Выход на новый уровень ..... 118**

13.1. Стабильность при малой мощности .....	118
13.2. Обращение с турбиной.....	119
13.3. Запуск вращения .....	120
13.4. Синхронизация .....	121
13.5. Увеличение мощности турбины .....	124

## **Глава 14. Приступим!..... 125**

14.1. Увеличение мощности реактора.....	125
14.3. Распределение мощности.....	126
14.4. Йод и ксенон .....	128
14.5. Накопление ксенона .....	129
14.6. Ксенон после выключения.....	130
14.7. Январские распродажи .....	131

## **Глава 15. Мощность, и как ею управлять..... 132**

15.1. Набор инструментов.....	132
15.2. Практический пример: значительное уменьшение мощности.....	132
15.3. Что делать в реальности.....	134
15.4. Контроль аксиального распределения мощности .....	134
15.5. И ксенон.....	135
15.6. Гибкая работа.....	136
15.7. Следование за нагрузкой.....	138
15.8. Посмотрим вперед.....	139

## **Глава 16. Стационарная мощность – и все? ..... 140**

16.1. Слово Q .....	140
16.2. Выгорание .....	140
16.3. Первичный контур.....	142
16.4. Парогенератор .....	144
16.5. Расход пара.....	145
16.6. Что еще можно сделать? .....	146
16.7. Предсказание критического режима.....	147

<b>Глава 17. Это все о безопасности</b> .....	150
17.1. Интервью .....	150
17.2. Строительство моста .....	150
17.3. Декларация безопасности .....	151
17.4. Что можно сделать неверно с PWR?.....	153
17.5. Три «С» .....	154
17.6. Автоматическая защита .....	154
17.7. Инженерно-технические средства безопасности.....	155
17.8. Сколько безопасности означает «достаточно безопасности»?.....	156
17.9. Пожар на Уиндскэйл.....	157
17.10. Интернациональные перспективы.....	159
17.11. Допустимый риск .....	160
17.12. Только маленький... ..	161
<b>Глава 18. Что может пойти не так (и что с этим делать)</b> .....	162
18.1. Можете ли вы справиться? .....	162
18.2. Авария 1: потеря сети.....	163
18.3. Естественная циркуляция.....	164
18.4. Аккумуляторы и аварийные электрогенераторы .....	165
18.5. Насосы и прочее .....	167
18.6. Восстановление после потери сети .....	167
18.7. Авария 2: большая потеря охладителя.....	168
18.8. Аварийная инъекция воды.....	169
<b>Глава 19. Меньше не всегда легче</b> .....	173
19.1. Авария 3: малая потеря охлаждающей жидкости .....	173
19.2. Выбор оператора .....	174
19.3. Поиск баланса .....	175
19.4. Движение вверх и вниз .....	176
19.5. Маленькая LOCA, большие проблемы.....	178
19.6. Авария 4: утечка в трубах парогенератора .....	179
19.7. Насколько это приемлемо? .....	182
<b>Глава 20. Что еще можно сделать неправильно?</b> .....	183
20.1. Авария 5: поломка главного паропровода .....	183
20.2. Авария 6: тяжелые аварии .....	185
20.3. Фукусима Дайити .....	187
20.4. В перспективе .....	188
20.5. Что делать с тяжелыми авариями... ..	188
<b>Глава 21. Когда теряется сила</b> .....	189
21.1. Выбег .....	189
21.2. Выключение .....	190
21.3. Охлаждение.....	191
21.4. Насосы охлаждения реактора.....	192
21.5. Бор .....	193

21.6. Химики главные .....	194
21.7. Охлаждение в охлажденном состоянии .....	194
21.8. Поднимание крышки реактора .....	195
21.9. Удаление отработанного топлива, перестановка топливных элементов, перезарядка .....	197
21.10. Путь назад .....	198
21.11. Физические испытания .....	199
21.12. В будущем .....	200
<b>Глава 22. Есть и другие конструкции реакторов .....</b>	<b>201</b>
22.1. Немного истории .....	201
22.2. Водо-водяные реакторы (PWR) .....	203
22.3. Ядерные реакторы на кипящей воде .....	203
22.4. Реакторы CANDU .....	204
22.5. Реакторы MAGNOX .....	206
22.6. Усовершенствованный реактор с газовым охлаждением (AGR) .....	207
22.7. Реактор РБМК .....	209
22.8. Реактор на быстрых нейтронах .....	210
22.9. Торий .....	212
22.10. Реакторы на бумаге .....	212
22.11. И победителем становится .....	214
22.12. Не принимайте мои слова на веру .....	214
<b>Глава 23. Как построить собственный реактор .....</b>	<b>215</b>
23.1. Во-первых, топливо .....	215
23.2. Плутоний .....	215
23.3. Обогащенный уран .....	216
23.4. Договор о нераспространении ядерного оружия .....	216
23.5. Природный уран .....	217
23.6. Этого никогда не будет .....	218
23.7. А кто-нибудь пытался? .....	219
<b>Глава 24. И еще кое-что .....</b>	<b>220</b>
24.1. Одна маленькая книга .....	220
24.2. Не только операторы .....	220
24.3. Использованное топливо .....	221
24.4. ...и радиоактивные отходы .....	222
24.5. В конце жизни .....	223
24.6. Вне сети? .....	224
24.7. Книги, аварии и оружие .....	224
24.8. Политика и агитация .....	225
<b>Глава 25. Заключение .....</b>	<b>226</b>
<b>Предметный указатель .....</b>	<b>228</b>

# От издательства

## ***Отзывы и пожелания***

Мы всегда рады отзывам наших читателей. Расскажите нам, что вы думаете об этой книге, – что понравилось или, может быть, не понравилось. Отзывы важны для нас, чтобы выпускать книги, которые будут для вас максимально полезны.

Вы можете написать отзыв на нашем сайте [www.dmkpress.com](http://www.dmkpress.com), зайдя на страницу книги и оставив комментарий в разделе «Отзывы и рецензии». Также можно послать письмо главному редактору по адресу [dmkpress@gmail.com](mailto:dmkpress@gmail.com); при этом укажите название книги в теме письма.

Если вы являетесь экспертом в какой-либо области и заинтересованы в написании новой книги, заполните форму на нашем сайте по адресу [http://dmkpress.com/authors/publish\\_book/](http://dmkpress.com/authors/publish_book/) или напишите в издательство по адресу [dmkpress@gmail.com](mailto:dmkpress@gmail.com).

## ***Список опечаток***

Хотя мы приняли все возможные меры для того, чтобы обеспечить высокое качество наших текстов, ошибки все равно случаются. Если вы найдете ошибку в одной из наших книг, мы будем очень благодарны, если вы сообщите о ней главному редактору по адресу [dmkpress@gmail.com](mailto:dmkpress@gmail.com). Сделав это, вы избавите других читателей от недопонимания и поможете нам улучшить последующие издания этой книги.

## ***Нарушение авторских прав***

Пиратство в интернете по-прежнему остается насущной проблемой. Издательство «ДМК Пресс» очень серьезно относится к вопросам защиты авторских прав и лицензирования. Если вы столкнетесь в интернете с незаконной публикацией какой-либо из наших книг, пожалуйста, пришлите нам ссылку на интернет-ресурс, чтобы мы могли применить санкции.

Ссылку на подозрительные материалы можно прислать по адресу электронной почты [dmkpress@gmail.com](mailto:dmkpress@gmail.com).

Мы высоко ценим любую помощь по защите наших авторов, благодаря которой мы можем предоставлять вам качественные материалы.

# Предисловие и благодарности

Вы когда-нибудь интересовались, как работает атомная электростанция? Эта книга покажет на примере водо-водяного реактора, одного из наиболее распространенных в мире, какие вопросы возникают у обучающихся профессии «оператор ядерного реактора». Я также покажу вам путь от теории ядерных реакторов к практике через их запуск, работу и выключение. По этой дороге вы познакомитесь немного с конструированием, историей развития ядерных реакторов, различными их типами и с тем, что может быть неправильно с ними. Эта книга покажет, как обеспечить безопасность реакторов и на что надо обращать внимание при управлении ими.

Что побудило меня написать эту книгу? Все началось с обсуждения книги «Как управлять паровозом» Брайана Холлингсворта (Brian Hollingsworth). Я описал друзьям, как автор поднимал читателей на площадку машиниста локомотива и затем постепенно погружал их в вопросы управления: что надо делать и что может быть неправильно. К концу книги возникало чувство, что вы там взаправду находитесь. Когда обсуждение закончилось, я испытал сожаление, что нет подобной книги о ядерных реакторах. Я искал подобную книгу, но нашел только то, что касалось энергетической политики или аварий на ядерных объектах, с несколькими короткими главами об обращении с реакторами, т. е. мне казалось, исходя из личного опыта, люди часто хотели бы знать больше.

Вот так я решил написать эту книгу. Надеюсь, что читатели получат такое же удовольствие от чтения, как и я при написании книги. (Предоставляю вам возможность судить, прав я или нет.)

Как и во многих отраслях промышленности, в атомной энергетике широко распространены жаргонизмы. Надеюсь, что вы их найдете не слишком много. В конце книги приведен предметный указатель, который, думаю, может быть, вам поможет. Для различных типов реакторов используются разные жаргонные слова (конечно!), и вы увидите, что, хотя книга в основном касается реакторов PWR (водо-водяные реакторы), существуют и другие конструкции. По непонятной причине – особенно для новичков в промышленности – не является необычным, если для оборудования электростанций имеются два или более различных названий, часто взаимозаменяемых, особенно если в разное время они используются по-разному. Например, слово «герметичность» вместо «здания реактора», «система охлаждения реактора» вместо «первичного контура», «топливные стержни» вместо «топливных сборок» и т. д. Я очень старался использовать только одни термины в этой книге. На мой слух и, возможно, на слух других, работавших с PWR, это сделало текст несколько корявым. Я надеюсь, что для кого-то еще это сделало объяснения более ясными. Мой совет читателям книги: не очень-то задерживайтесь на жаргоне. Главное – это обеспечение безопасности реактора, а не то, как что называется.



Еще я хочу выразить благодарность моей жене, Линетте (Lynette), вдохновлявшей меня в ходе написания этой книги и помогавшей мне найти для этого силы и время. Нелегко было бы это сделать, не отложив другие дела. Я также должен поблагодарить первых читателей Николаса Батта (Nicholas Butt) и Кевина Мартина (Kevin Martin), давших мне ряд технических и нетехнических рекомендаций, которые (в основном) были мною приняты. Им было нелегко читать черновики глав, пока не было ясного понимания, как все они согласуются с остальным материалом. Их терпение и упорство были высоко мною оценены.

Я должен выразить огромную благодарность коллективу ядерной электростанции Сайзвелл Б (Sizewell 'B'). Он был моей опорой около 25 лет, пока я работал над вопросами обеспечения ядерной безопасности. Большая часть моего опыта в области PWR связана с Сайзвелл. И я понимаю, что для меня, как автора, существует некий риск: не все PWR одинаковы. Я надеюсь, что проявил достаточную гибкость в описании других PWR (и, разумеется, других конструкций реакторов), чтобы не показаться предвзятым. Сайзвелл имел исключительно открытую атмосферу, в которой я нашел возможность легко задавать вопросы, касающиеся пробелов в моих знаниях. Кроме того, я должен специально упомянуть о поддержке этого проекта со стороны управленческой команды и персонала британской энергетической компании (EDF Energy Corporate). Их энтузиазм с самого начала моей работы, не связанный с ее содержанием, способствовал достижению желаемого результата.

В заключение я должен упомянуть группу по ядерной безопасности в Сайзвелл Б. Их глубина знаний, опыт, готовность к вызовам, упорство и строгость подготовили путь к обеспечению такой безопасности Сайзвелл Б, какая она есть. Их юмор всегда доставлял радость! Эта книга, формально касающаяся управления реакторами, возможно, оказалась близка тем взглядам на мир, каким его видит группа по ядерной безопасности. Думайте что хотите...

Большая часть содержания моей книги – моя собственная. Те точки зрения, которые ярко выражены (а их немного), они тоже мои и не отражают взглядов и политики EDF Energy или любых других компаний. Это, конечно, означает, что любые ошибки, которые вы найдете в этой книге, тоже мои. В этом случае я приношу свои извинения и говорю вам, если вы что-то нашли: «Вы молодец!»

Что касается меня, я нахожу ядерные реакторы очаровательными. И надеюсь, что для вас они станут такими же.

*Колин Таккер (Colin Tucker)*

Суффолк, Великобритания

Сентябрь 2019 г.

# 1

## Человек и его собака

Я слышал, как говорили, что современные ядерные реакторы могут работать с помощью одного человека и собаки. Человек при этом служит для кормления, а собака кусает его, если он лезет в систему управления реактором...

Если бы так.

### **1.1. ЧТЕНИЕ ЭТОЙ КНИГИ НЕ ДАСТ ВАМ НЕОБХОДИМОЙ КВАЛИФИКАЦИИ ДЛЯ УПРАВЛЕНИЯ ЯДЕРНЫМ РЕАКТОРОМ**

Задача этой книги состоит в объяснении, как работает ядерный реактор и как он может обеспечивать поставку энергии в электрическую сеть. Эта книга не даст вам необходимой квалификации для управления ядерным реактором. Для этого потребуется несколько лет подготовки, включая сотни часов работы на тренажерах. С другой стороны, она, возможно, даст лучшее понимание того, что входит в понятие управления.

Итак, для начала представим себе, что вы собираетесь проходить вступительные экзамены для работы в главном пульте управления современной атомной станции, подобном показанному на рис. 1.1, и готовы выучить, как это все работает. Ваш инструктор предлагает изменить мощность реактора. И какие у вас идеи, как это сделать?

Или, возможно, компьютерная система индицирует тревогу. Что бы это значило? Какой из четверти миллионов (или около того) элементов оборудования – в зависимости от того, как их считать – ответственен за появление сигнала тревоги? В этом ли проблема? Ваша реакция будет в использовании одного из нескольких сотен индикаторных устройств на главном пульте управления, или надо послать кого-то для осмотра оборудования? Что более важно для оценки происходящего? При этом нужно находиться в готовности выключить установку. В современной электростанции могут быть десятки тысяч возможных причин индикации тревоги, и почти столько же процедур последующих действий.

При тренировке операторов реакторов вы должны быть способны решить, когда надо действовать быстро, а когда следует лучше разобраться в происходящем. Для всех, кто работает на атомных станциях, безопасность является важнейшим аспектом их деятельности. После безопасности следует думать о людях и оборудовании, но безопасность находится на первом месте. Несмотря на это, следует понимать, что ваша электростанция является фабрикой для производства электроэнергии. Неоправданное ее отключение может оказаться очень дорогим.



Рис. 1.1 ❖ Часть главного пульта управления водо-водяного реактора (PWR)

Я никогда не видел книг (включая эту), которые бы охватывали все, что вам следует знать. Кроме того, оператор имеет под руками очень много управления реактором. Эта книга не даст вам описания работы каждого из них, но она покажет, как компетентный оператор работает в содружестве с пониманием физики работы реакторов и автоматических систем управления их работой.

Итак, что же необходимо, чтобы стать компетентным (и безопасным) сотрудником в области управления ядерными реакторами? Возможно, вам потребуются некоторые научные или инженерные знания, но это не означает наличия университетского диплома. Например, эти знания могут быть получены в ходе профессионального обучения. Нужно будет много чего выучить о различных вещах, но нет нужды становиться в них экспертом. Придется строго следовать описанным процедурам, но не вслепую – если что-то не кажется правильным, остановите первого встречного и спросите: это так? Нужно обрести способность переходить от покоя к совершению очень быстрых действий и без благодушия, которое свойственно нам когда все в порядке. А самое главное, вы должны быть способны к общению и работе в команде.

Это все невозможно изучить? Нет. В мире работает свыше 400 атомных электростанций, и на каждой из них множество опытных операторов. Это подобно подготовке экипажей пассажирских самолетов – она требует много времени и денег, но это оправдывается, когда вы садитесь в самолет. Добротность подготовки – самое главное.

## 1.2. ЧТО ВКЛЮЧАЕТ В СЕБЯ ЭТА КНИГА

Эта книга отнюдь не является учебником. В ней рассмотрены некоторые разделы физики, довольно современные. Я люблю физику – но без математики. В обычной жизни для вычислений мы, как правило, используем компьютеры! Для оператора реактора есть несколько идей, которые имеют отношение к вам, а именно: что случилось с реактором, где и почему. В книгу включено свыше сотни графиков и фотографий, которые должны помочь понять более сложные разделы. Дан ряд определений, но я надеюсь, что это не вызовет у вас затруднений. В каждой отрасли промышленности, с которыми я знаком, имеется собственный жаргон, и атомная промышленность не является исключением. В конце книги приведен перечень основных терминов, например, для того чтобы вы могли напомнить себе что-либо при дальнейшем чтении.

Большинство реакторов в мире – предназначены ли они для выработки электроэнергии или обеспечения движения судов и подводных лодок – являются реакторами следующих типов: *водо-водяные реакторы (PWR)* и подобные им *кипящие водяные реакторы (BWR)*. Это не совсем верно для Великобритании, где большинство реакторов, используемых для генерации электроэнергии, различных типов. Однако в Великобритании с 1990 г. работают одни из самых успешных промышленных PWR типа *Сайзвел В (Size-well B)* и строятся еще, например *Хинкли Пойнт С (Hinkley Point C)* и реакторы, планируемые для *Сайзвел С (Sizewell C)* и *Брэдуэлл В (Bradwell 'B')*. По этим причинам (и благодаря пристрастию автора) эта книга касается в основном работы и конструкции реакторов типа PWR.

Я собираюсь в этой книге объяснить, как работает реактор типа PWR и что заставляет его действовать. Я опишу, как, если вы оператор реактора, можно его запустить, изменить уровень мощности и выключить. Усвоив три главных понятия (см. ниже), вы обнаружите, что все это намного легче, чем можно было предположить. По ходу эта книга познакомит вас с некоторыми эта-

пами истории атомных реакторов и электростанций. Я всегда находил это очень интересным, а также считал, что это поможет легче запомнить некоторые вещи, влияющие на работу реакторов.

Я объясню, как реактор PWR перезагружается топливом и как можно понять, что реактор готов для этого. А также собираюсь рассмотреть несколько возможных аварий, которые могут возникать в реакторах типа PWR, и что вы, как оператор ректора, должны при этом делать. Безопасность превыше всего, помните? Аварии являются большей частью подготовки операторов, хотя и маловероятно их возникновение.

## 1.3. Три основных понятия

Управление реактором не так сложно, как можно подумать, но и не является полностью интуитивным. Я собираюсь предложить три основных понятия для понимания работы PWR:

- реактивность, или как условия внутри реактора влияют на цепную реакцию деления;
- стабильность реактора, т. е. механизм обратной связи, который удерживает стационарный режим его работы;
- стабильность предприятия, т. е. что произойдет, если вы отключите реактор от остального оборудования (и после этого).

Если эта книга поможет вам воспринять эти три понятия, вы с легкостью поймете поведение реактора PWR как при ежедневной работе, так и в более сложных случаях.

## 1.4. И в заключение

Если вы думали о карьере в атомной промышленности (или начинали работу в этом направлении), я желаю удачи и надеюсь, что вы найдете эту книгу полезной. Если же вы только интересуетесь наукой и техникой, или, возможно, живете вблизи ядерного реактора, я верю, что книга окажется для вас занимательной и информативной.

Если хотите почитать об энергетической политике и аргументах за и против атомных электростанций, ищите другие книги. Их множество, касающихся политики относительно атомных электростанций. Аналогично эта книга содержит лишь краткую историю атомных электростанций и значительных аварий, происшедших в промышленности. И опять, существует очень много хороших книг, посвященных этим тематикам. Взамен этого данная книга опирается на факт, что сотни ядерных реакторов уже существуют и успешно вырабатывают электричество. Множество реакторов находятся на этапе конструирования и будут запущены в ближайшие годы. И здесь я не пытаюсь защищать эти реакторы. Я всего лишь стараюсь объяснить, как ими управлять.

# 2

## Физика – это интересно!

Если вы читаете эту книгу, я полагаю, это связано с вашим интересом к науке и технике. Это прекрасно, но проблема состоит в том, что я не знаю уровня вашей подготовки. Если я сочту его слишком низким, то вы можете почувствовать себя оскорбленным таким чтивом, а если слишком высоким, то мои слова не найдут у вас отклика, и вы потеряете интерес.

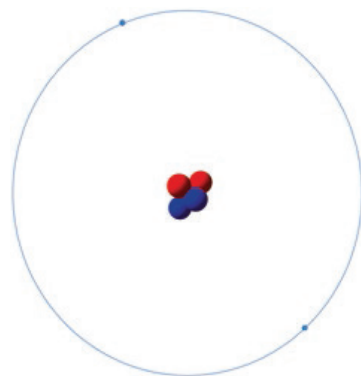
Предлагаю сделку: я собираюсь начать с некоторых разделов физики, которые, надеюсь, вы хорошо помните из школьного курса. Я буду использовать это для объяснения работы атомного реактора и, начав с этого, опишу, как управляют реактором. Вы вольны пропустить все, с чем уже хорошо знакомы (но это ваш риск).

### 2.1. Атомы и их ядра

Вы, возможно, помните, как вам говорили, что атомы имеют маленькое положительно заряженное ядро в центре и отрицательно заряженные электроны, движущиеся вокруг ядра. Это похоже на движение планет вокруг Солнца. На самом деле все немного сложнее, но для наших целей это достаточно хорошая модель.

В качестве примера на рис. 2.1 показан атом гелия. Гелий – это один из простейших химических элементов.

Гелий в ядре имеет две положительно заряженные частицы (называемые протонами и показанные на рисунке красным цветом) и две отрицательно заряженные (электроны, показанные синим цветом) на периферии атома. Два протона в ядре указывают и физикам, и химикам, что это гелий. Один протон характерен для водорода, три означают, что это литий, четыре у бериллия и т. д. до сотни химических элементов, которые были найдены или получены. Число электронов обычно



**Рис. 2.1** ❖ Атом гелия  
(не в масштабе)

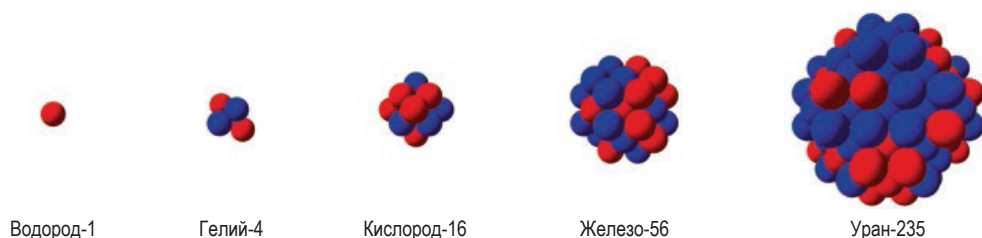


совпадает с числом протонов, при этом число электронов и их расположение определяют химические свойства элемента.

Два протона в ядре нашего гелия заряжены положительно, и можно ожидать, что они будут отталкивать друг друга (одинаковые заряды отталкивают друг друга, помните?). В ядре гелия существуют еще две незаряженные частицы (их называют нейтроны, и они показаны темно-синим цветом), которые способствуют склеиванию ядра. Суммарное число протонов и нейтронов равно  $2 + 2 = 4$ , так что такой гелий называют гелий-4. Существует также гелий только с одним нейтроном в ядре (гелий-3), но он сравнительно редок.

Атомы маленькие, на самом деле маленькие. Вы можете поставить их 100 миллионов в ряд, и они растянутся всего на один сантиметр. Но, по сравнению с их ядрами, атомы огромны. На приведенном выше рисунке атома гелия-4 масштаб не соблюден, так как ядро реального атома гелия примерно в 100 000 раз меньше размера всего атома. В этой книге в основном рассматривается, что происходит с ядрами больших атомов, таких как уран. Эта книга о ядерной физике, а не о химии, и поэтому электроны почти не упоминаются. Все рисунки атомов, которые вы увидите в дальнейшем, будут скорее рисунками атомного ядра, а не атома в целом, потому что атомы нас интересуют очень мало. Если я проявляю халатность и называю ядра атомами, прошу меня извинить...

Итак, давайте посмотрим на ядра некоторых элементов. На рис. 2.2 показаны ядра водорода-1, гелия-4, кислорода-16, железа-56 и урана-235.



**Рис. 2.2** ❖ Ядра некоторых элементов

Ядро атома водорода содержит один протон и ни одного нейтрона. Гелий-4 и кислород-16 имеют по 2 и 8 протонов соответственно, т. е. количество нейтронов в них равно количеству протонов. Железо-56 имеет 26 протонов и 30 нейтронов (немного больше нейтронов по сравнению с протонами). Но когда мы перейдем к урану-235 с 92 протонами, мы обнаружим 143 нейтрона. Это демонстрирует, что чем больше протонов в ядре, тем больше нейтронов требуется для удержания протонов вместе (важность этого аспекта будет рассмотрена в главе 5, где мы поговорим о продуктах радиоактивного распада).

Между прочим, химический символ урана – U, так что в дальнейшем я собираюсь использовать обозначение U-235 вместо урана-235; так легче читать.

## 2.2. РАСПАД

U-235 – несчастливый атом... (Ну хорошо, я имел ввиду ядра, но это не так уж важно, не правда ли?)

Если вы найдете способ добавить в ядро U-235 некоторое количество энергии, оно, возможно, сдастся и расщепится на два меньших ядра. В физике это можно сделать разными путями. Для ядер простейший путь – поразить их другими нейтронами. Выражаясь техническим языком, мы будем называть этот процесс «нейтронный захват». Нейтроны сами по себе не несут много энергии, но они высвобождают ее, когда соединяются с ядрами. Вспомните щелчок, которым сопровождается прилипание магнита к куску железа, и вы поймете идею.

Эта повышенная энергия делает ядра U-235 весьма нестабильными. Чтобы понять себе это, представим ядро U-235 как большую каплю воды в отсутствии земного притяжения (например, в космосе). Если вы смотрели видеофильмы про это, то могли заметить, что сначала капля из сферической принимает приплюснутую форму, затем растягивается и даже расщепляется на две капли. Если это происходит, две новые капли оказываются вблизи друг от друга. Но с ядрами это не так. Каждое из новых ядер имеет большое число положительно заряженных протонов вместе с нейтронами. С учетом масштабов атомных размеров электроны находятся очень далеко от этих ядер, и их заряды могут не приниматься во внимание. Два маленьких положительно заряженных ядра отталкиваются друг от друга очень сильно, их ускорение способствует достижению огромных скоростей до возможного столкновения с другими атомами и замедления. Их кинетическая энергия затем превращается в тепло. Большая часть энергии при распаде атомов U-235 уносится этими маленькими ядрами.

Этот процесс расщепления называется *делением* и проиллюстрирован на рис. 2.3. Маленькие ядра справа называют *продукты распада*. Если случится так, что нейтроны столкнутся с ядрами U-235 и будут двигаться достаточно медленно, чтобы быть захваченными ими, то весьма вероятно, что произойдет деление. Это очень быстрый процесс – для отдельного атома U-235 он занимает примерно одну миллионную от одной миллионной секунды. Но

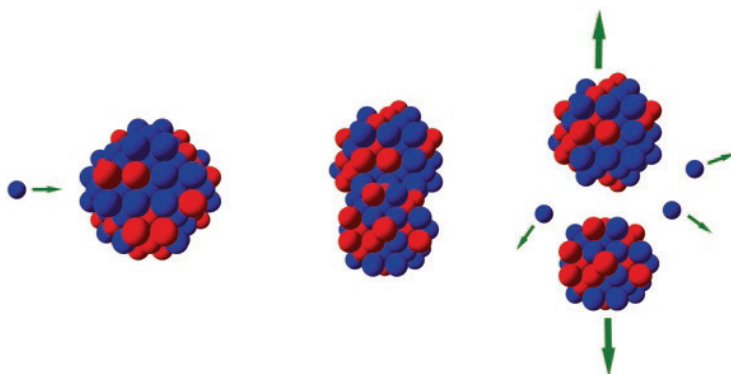


Рис. 2.3 ❖ Распад ядра U-235



энергия, высвобождаемая даже от одного акта деления, огромна в атомных масштабах. Она примерно в 2,5 млн раз больше, чем можно произвести от сжигания атома углерода при получении двуокси углерода.

Может эта энергия быть полезной, если мы найдем способ сделать события деления ядер более частыми? К счастью, U-235 подходит для этого, потому что при каждом событии деления его ядра образуется два или три дополнительных нейтрона. В теории они могут вызывать деление других ядер, создавая тем самым «цепную реакцию». На практике это немного сложнее.

Большая часть урана в руде не является U-235. Это U-238, в котором в ядре на три нейтрона больше. Намного менее вероятно, что ядра U-238 будут распадаться после захвата нейтронов – они намного стабильнее, чем у U-235. К сожалению, только 0,7 % U-235 содержится в натуральном уране. Можно увеличить содержание U-235 за счет процесса так называемого *обогащения*, но это дорого, и на выходе обогатительных установок содержание U-235 доходит примерно до 4–5 %. (Если будет достигнута более высокая степень обогащения, возникает скользкий вопрос, не вырабатывается ли сырье для производства ядерного оружия; но не будем об этом.) Таким образом, в вашем топливе оказывается существенная примесь U-238, который не способен к делению, но оказывает воздействие на работу реактора другими путями (как мы увидим в следующих главах).

Возникает удивительный вопрос, так откуда же возникает вся эта атомная энергия? Хитрость в следующем: если сложить массы продуктов деления и нейтронов после деления ядер, то их сумма окажется немного меньше, чем масса исходного U-235 плюс масса внешних нейтронов. В ходе процесса деления ядер U-235 происходит преобразование части первоначальной массы топлива в энергию в соответствии со знаменитым уравнением Эйнштейна  $E = mc^2$  (энергия равна произведению массы на квадрат скорости света). Так как  $c^2$  является очень большим числом, потеря массы при ядерной реакции маленькая, в каких единицах ни измерять. Другое объяснение этого состоит в том, что продукты распада более тесно связаны друг с другом, чем первоначальные ядра U-235, так как они меньше размерами, а силы притяжения больше на более коротких расстояниях. При уплотнении ядра становятся ближе друг к другу, и высвобождается часть свободной энергии<sup>1</sup>. Если вы хотите узнать об этом больше, посмотрите раздел физики «энергия связи».

## 2.3. БЫСТРЫЕ И МЕДЛЕННЫЕ НЕЙТРОНЫ

Нейтроны, высвободившиеся во время и после события распада, движутся со скоростью около десятка тысяч миль в секунду. Физики дали им точное

<sup>1</sup> Силы, препятствующие распаду атомных ядер, являются источником так называемой энергии связи атомных ядер. При распаде ядер тяжелых элементов (например, урана-235) часть этой энергии высвобождается в виде тепла, а масса продуктов распада уменьшается, по сравнению с исходной массой ядер, согласно уравнению Эйнштейна (см., например, «Физика 11 класс. Классический уровень». Мякишев Г. Я., Буховцев Б. Б., Чаругин В. М., Парфентьева Н. А.). – *Прим. перев.*

название «быстрые нейтроны». Это означает, что они с малой вероятностью могут быть захвачены ядрами U-235. Это подобно броску стального шарика мимо магнита с очень большой скоростью; вряд ли он остановится. С другой стороны, если бросить шарик мимо магнита с малой скоростью, магнит его остановит. Чтобы поддерживать последующие акты деления, надо сконструировать реактор так, чтобы в нем происходило замедление нейтронов.

Прекрасный способ замедления быстрых нейтронов состоит в пропускании их через материал, отбирающий у них часть энергии (скорости) при каждом соударении с атомами этого материала. После нескольких соударений быстрые нейтроны превращаются в «медленные». Их также называют «тепловые» нейтроны, это связано с тем, что они движутся с такими же скоростями, что и атомы окружающего материала, и физически находятся с ним в состоянии «теплового равновесия».

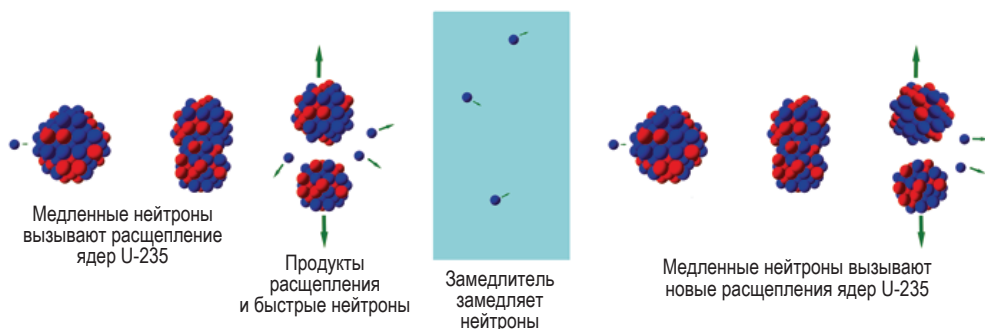
Физики дали забавное название для процесса замедления нейтронов – «замедление», а материал, в котором замедляются нейтроны – «замедлитель». В водо-водяном реакторе (PWR) в качестве замедлителя используется вода. Физики утверждают, что наибольшие потери энергии при каждом столкновении нейтрона с атомом замедлителя достигаются при их одинаковых размерах (массе). Атомы водорода в молекуле воды, которые содержат один протон, делают воду эффективным замедлителем. В других реакторах, действующих в настоящее время в Великобритании, используется графит, материал с также сравнительно легкими атомами. В главе 22 приведен краткий обзор различных конструкций реакторов.

Кстати, одна из частых ошибок, случающихся при обсуждении атомных реакторов, – смешение функций управляющих стержней с функцией замедления нейтронов. Замедлитель является тем узлом, который обеспечивает работу реактора, но не его управление! Эта ошибка каждый раз заставляет меня вздрагивать, когда я об этом слышу, но, возможно, я слишком чувствителен...

## 2.4. ЦЕПНАЯ РЕАКЦИЯ

Когда нейтроны, высвободившиеся при расщеплении ядра, замедляются до состояния теплового равновесия, весьма вероятно, что они вызовут новые расщепления других ядер U-235. Однако, как вы помните, уран в обычном реакторе в основном состоит из U-238, который, к сожалению, является очень хорошим поглотителем нейтронов, движущихся со средними скоростями (между высокой и низкой). На практике это означает, что, если вы просто смешаете уран с замедляющим материалом, ничего хорошего не получится. U-238 «украдет» нейтроны до того, как они получат шанс к требуемому замедлению. Для преодоления этой проблемы применяется следующая конструктивная хитрость: физическое разделение замедлителя и топлива. При этом быстрые нейтроны, произведенные в топливе, попадают в замедлитель, а затем отскакивают назад в топливо, побуждая свежие атомы U-235 к новым расщеплениям. Это звучит весьма неправдоподобно, но работает! Это – *цепная реакция*, которая и является источником энергии в атомном реакторе,

как показано на рис. 2.4. Процессы, воздействующие на ход цепной реакции, являются ключевыми в физике атомных реакторов.



**Рис. 2.4** ❖ Цепная реакция расщепления U-235

А что же вызывает беспокойство? Раньше я отмечал, что при каждом распаде атомов U-235 высвобождается два или три нейтрона (в среднем около 2,4, но никогда вы не обнаружите более 0,4). Если происходит цепная реакция и два или три нейтрона производятся при каждом распаде ядра U-235, то что мешает цепной реакции очень быстро нарастать, как лавине? Ответ: потери большей части нейтронов.

Часть нейтронов иногда отражается от замедлителя назад в топливо, до того как замедлятся надлежащим образом. У них есть хороший шанс быть захваченными атомами U-238 и тем самым оказаться исключенными из процесса цепной реакции. Нейтроны теряются и по другим причинам. Некоторые из них захватываются ядрами водорода-1 в воде, в результате чего образуется водород-2 (дейтерий). Другие захватываются материалами внутренней конструкции реактора, в первую очередь металлами, используемыми, например, в качестве покрытия контейнеров с топливом и управляющих стержней (эти элементы будут обсуждены в следующей главе). И наконец, часть нейтронов просто покидает реактор через его стенки (реактор бесконечных размеров позволил бы избежать этого, но его цена превысила бы любой бюджет).

В правильно сконструированном реакторе распад каждого атома создает достаточно нейтронов для того, чтобы хоть один из них вызвал новый распад. Постоянное число распадов атомов в секунду обеспечивает постоянство энергии, вырабатываемой реактором. Так сколько распадов? Для генерации, положим, 1200 МВт электрической энергии требуется около 3500 МВт тепловой энергии. Большое различие между 3500 и 1200 МВт будет объяснено в главе 10. Для получения 3500 МВт тепла требуется миллион миллионов миллионов распадов атомов в секунду. Это море распадов.

# 3

## Подружитесь с нейтронами

Возможно, вы уже знаете, как можно воздействовать на цепную реакцию в водо-водяном реакторе:

- введением стержней управления в реактор. Они изготовлены из материала, который поглощает нейтроны. Чем больше нейтронов поглощено, тем меньше их остается для поддержания цепной реакции;
- эффект, подобный использованию стержней управления, может быть достигнут введением поглощающего материала в замедлитель. В водо-водяных реакторах это обычно бор в форме борной кислоты;
- вы можете изменить температуру реактора, но это производит различные эффекты, и к этому вопросу мы вернемся при рассмотрении вопросов стабильности реакторов в следующих главах;
- можно заменить несколько топливных элементов свежими, содержащими больше урана-235, но перед этим необходимо заглушить реактор!

Не очень-то полезно рассуждать о том, ускорят ли выполненные нами изменения цепную реакцию или воспрепятствуют ей. Чтобы оценить результат, следует его измерить. Понятие, которое мы при этом используем, является одним из трех основных понятий, приведенных в этой книге. Это «реактивность».

### 3.1. ВВЕДЕНИЕ В РЕАКТИВНОСТЬ

Представьте себе, что вы считаете все акты распада ядер, происходящие в реакторе. При этом вы способны фиксировать, увеличивается или уменьшается количество распадов, скажем, в секунду, или оно остается постоянным. Число распадов в секунду прямо связано с мощностью, вырабатываемой реактором. Если число распадов увеличивается, можно сказать, что реактор имеет положительную реактивность, а если уменьшается – отрицательную. Это также означает, что реактор с постоянным числом распадов в секунду (при постоянной мощности) имеет реактивность, равную нулю. Однажды

я встретил лектора по физике реакторов из Чехословакии. Он мне говорил, что втолковывал своим студентам что «реактивность – это мера того, насколько реактор дружелюбен к нейтронам»; это хорошо согласуется с нашим грубым определением.

Реактивность – приятное понятие, но как его сделать полезным? Если вы обратили внимание, в этой книге очень мало математики, но, если вам интересно, придется ее затронуть.

Разделом выше я предлагал подумать о числе распадов ядер в секунду в реакторе. Теперь посмотрим на это с другой стороны. Мы могли бы измерить среднее «время жизни» нейтронов, т. е. время между их возникновением при распаде ядер до поглощения другими ядрами урана-235, что вызывает и их распад. По причинам, о которых я расскажу позже, время жизни нейтронов весьма велико в масштабе ядерной физики и составляет около 0,1 с. Можно рассматривать это время и как время между поколениями отдельных поколений нейтронов (в действительности речь идет о разных нейтронах и разных временах, но математика работает, если рассуждать так, как я предлагаю).

Далее, можно ввести соотношение между числом нейтронов в одном поколении к их числу в предыдущем поколении. Если это отношение (обычно его обозначают символом  $k$ ) больше 1, то число нейтронов в реакторе увеличивается, как и мощность реактора. Если  $k$  меньше 1, мощность падает. Если  $k$  точно равно 1, уровень мощности постоянный. Это подобно рассмотренной нами раньше идее реактивности, но в данном случае мерой стабильности является единица, а не ноль.

$$k = (\text{число нейтронов одном поколении}) / (\text{число нейтронов в предыдущем поколении}).$$

Ноль удобнее при использовании определений «положительный»/«отрицательный», с чего мы и начали рассматривать данную тему, и, используя математические преобразования, можно получить:

$$\text{Реактивность} = (k - 1)/k.$$

(Деление на  $k$  является данью математической строгости, и пока не беспокойтесь об этом.)

$k - 1$  также называется по математически «дельта  $k$ » (греческая буква  $\Delta$ ), а реактивность обычно обозначается греческой буквой «ро» ( $\rho$ ), так что выражение для реактивности выглядит так:

$$\rho = \Delta k / k.$$

Это выражение лучше, чем первое определение реактивности, так как оно легче поддается количественной оценке и измерению. Скорость увеличения или уменьшения числа нейтронов совместно с временем их жизни дает нам числовое значение реактивности взамен качественных оценок «положительная»/«отрицательная». Так какие же цифры характерны для PWR?

На практике они удивительно маленькие. Обычно изменение мощности реактора происходит очень медленно (за исключением случаев быстрого выключения, например при аварии), так что реактивность не может быстро

и сильно отклоняться от нуля. Другими словами, даже изменение реактивности на 1 % (0,01) следует рассматривать как большое ее изменение в PWR. Напротив, я как-то упоминал, что в ядерном оружии при взрыве реактивность может достигать 4 % (0,04), хотя об этом нигде не написано.

## 3.2. Найлы и миллинайлы

Физики порой шутки шутят, и здесь мы имеем дело с одной из них. Уже при первых же работах в этой области в Великобритании возникла нужда в числовом определении реактивности. Строго говоря, это отношение, которое не имело названия (или единицы измерения, как говорят физики). Физикам это не нравилось, и они решили дать этому отношению название любой ценой. Они выбрали назвать изменение реактивности на 1 % найлом. Почему? Потому что этому 1 % соответствует очень большая дельта ( $k$ ), а что еще имеет большую дельту? Река Нил! (Английское название Nile произносится «найл», отсюда и взято название единицы измерения. – *Прим. ред.*)

Я говорю правду. Это не очень хорошая шутка, и найл не является международной принятой единицей меры. В ВМФ иногда используется название «дерб-би», а американцы применяют «доллар/цент», при этом определяются они по-разному. Французы просто используют проценты. Однако в Великобритании в гражданской ядерной промышленности очень привержены к найлам, так что позвольте использовать привычное для меня название в этой книге.

Введение управляющих стержней в PWR может уменьшить реактивность на 0,08 (8 найлов). Но в обычной ежедневной работе реактивность изменяется, возможно, только на несколько тысячных долей найла (называемых миллинайлами), от единицы как в положительном, так и в отрицательном направлениях. Итак, в большинстве случаев в этой книге я буду использовать миллинайлы, когда дело касается реактивности.

Удобство применения этого определения реактивности (в особенности из-за использования в знаменателе  $k$ , о чем я говорил раньше) проявляется в возможности оценки вкладов в реактивность разных факторов с дальнейшим их простым суммированием и без какой-либо сложной математики. Так, вы можете взять реактивность вашего топлива (положительную) и вычесть из нее изменение реактивности при введении управляющих стержней (отрицательная реактивность). Другими словами, на цепную реакцию можно воздействовать прибавлением или вычитанием реактивностей отдельных факторов для получения требуемого значения общей реактивности. Физика реакторов намного проще, чем это кажется!

## 3.3. Топливо для реакторов

Сейчас самое время показать, как топливо помещают в реактор.

На рис. 3.1 показано, как выглядит топливная сборка реактора. В ядре реактора располагается до 200 таких сборок, иногда и немного больше.

В правой части рис. 3.1 показан в разрезе топливный элемент (или топливный стержень, эти термины взаимозаменяемы). Каждый топливный элемент в PWR имеет диаметр около 12 мм и содержит около 400 топливных таблеток, изготовленных из диоксида урана. Таблетки имеют ширину 10 мм и высоту примерно 10 мм, а их цилиндрическая форма согласована с полостью внутри элемента. Таблетки имеют слегка вогнутую форму торцов, что обеспечивает возможность их теплового расширения. Вверху топливного стержня расположена пружина. Эта пружина сдавливает таблетки и исключает их движение. Пространство вокруг нее частично заполнено радиоактивными газами (из продуктов деления), которые накапливаются, не создавая избыточного давления в стержне. Корпуса топливных стержней изготовлены из циркония (циркалой – Zircaloy), который обладает свойствами как у нержавеющей стали, но захватывает намного меньше нейтронов по сравнению со сталью. Цирконий также обладает превосходной химической устойчивостью, что позволяет ему работать внутри реактора многие годы.

Топливные стержни располагаются на каркасе, как это показано в левой части рис. 3.1. В конструкцию входят также верхний и нижний хвостовики и несколько направляющих труб, соединяющих их между собой.

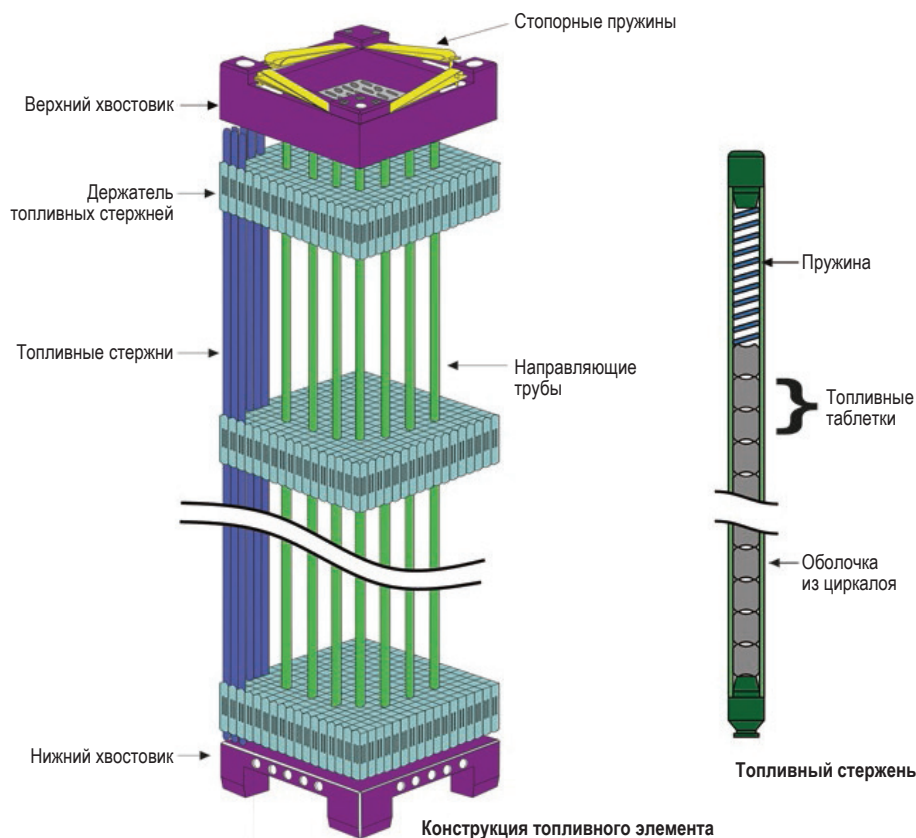


Рис. 3.1 ❖ Конструкция топливного элемента



Держатель топливных стержней соединен с направляющими трубками, в которые помещаются топливные стержни. Конструкция топливного элемента, подобного приведенному на рис. 3.1, имеет  $17 \times 17$  отверстий в держателе топливных стержней, 25 из которых используются для направляющих трубок. При этом остается место еще для 264 топливных стержней. Топливные стержни располагаются вблизи друг от друга, так что расстояние между ними составляет всего 3 мм. Это оставляет достаточное пространство для протекания воды между топливными стержнями. При работе реактора стопорные пружины на верхнем хвостовике сжаты весом внутрикорпусных элементов активной зоны реактора (см. главу 6), и таким образом обеспечивается прочное удерживание топливной конструкции в реакторе.

На рис. 3.2 показана одна из топливных сборок до загрузки в реактор. Здесь видны квадратный пакет топливных стержней, держатель топливных стержней, верхний и нижний хвостовики. Каждая из таких сборок весит около 600 кг и стоит... свыше полумиллиона фунтов стерлингов.



Рис. 3.2 ❖ Топливная сборка реактора PWR



### 3.4. СТЕРЖНИ УПРАВЛЕНИЯ

Я собирался объяснить, как можно использовать стержни управления, несколько позже в этой книге. Но да будет так, и начнем мы с описания конструкции блока управляющих стержней в реакторе PWR, который называем *сборка блока управляющих стержней* (Rod Cluster Control Assemblies' – RCCA). RCCA слегка похож на паука с 24 ногами, при этом его основание расположено вверх, а «ноги» имеют длину около 4 м. Это означает, что RCCA может скользить внутри направляющих труб в топливной сборке, оставив одну направляющую трубу свободной для других целей, например определения мощности реактора.

На рис. 3.3 показана конструкция RCCA, а также верхний хвостовик топливного элемента с круглыми отверстиями для топливных стержней, каждое из которых ведет к направляющей трубке. Если вы внимательны, то заметили над отверстием для центральной направляющей трубы несколько маленьких отверстий справа от середины верхнего хвостовика. Они позволяют протекать небольшому потоку воды через центральную направляющую трубу. Такие же отверстия выполнены и в нижнем хвостовике (не показаны на рисунке) для остальных направляющих труб. Если бы этих отверстий не было и вода в направляющих трубах была стоячей, то она нагрелась бы до кипения бомбардирующими ее нейтронами. Важнейшим правилом для конструкторов RCCA является избегать застоя воды где бы то ни было вблизи ядра реактора.

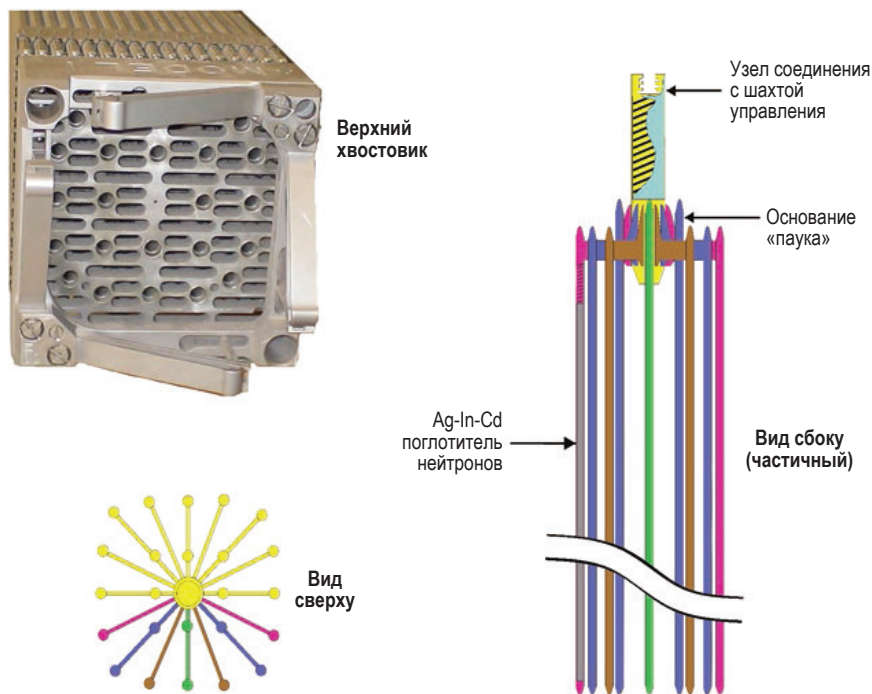


Рис. 3.3 ❖ Конструкция сборки блока управляющих стержней

Корпуса стержней управления выполнены из нержавеющей стали, а в качестве активного элемента используется весьма дорогой сплав, включающий 80 % серебра, 15 % индия и 5 % кадмия. Почему? Потому что этот сплав очень хорошо поглощает нейтроны в широком диапазоне их скоростей (энергий). Это означает, что можно получить очень быстрое отключение реактора, если стержни упадут в него. Применяются и другие поглощающие материалы, но система Ag-In-Cd используется наиболее широко.

Каждый RCCA соединен с шахтами управления, которые проходят через головку корпуса высокого давления (глава 6). Над всем этим находится пространство для труб и механизм привода управляющих стержней (Control Rod Drive Mechanisms' (CRDMs)). В CRDM входят магнитные захваты, обеспечивающие удержание и перемещение шахт управления и тем самым перемещение RCCA внутрь и наружу реактора.

## 3.5. Точка кипения воды

Извините, если вы уже знакомы с этим небольшим разделом физики, но он связан с последующим материалом...

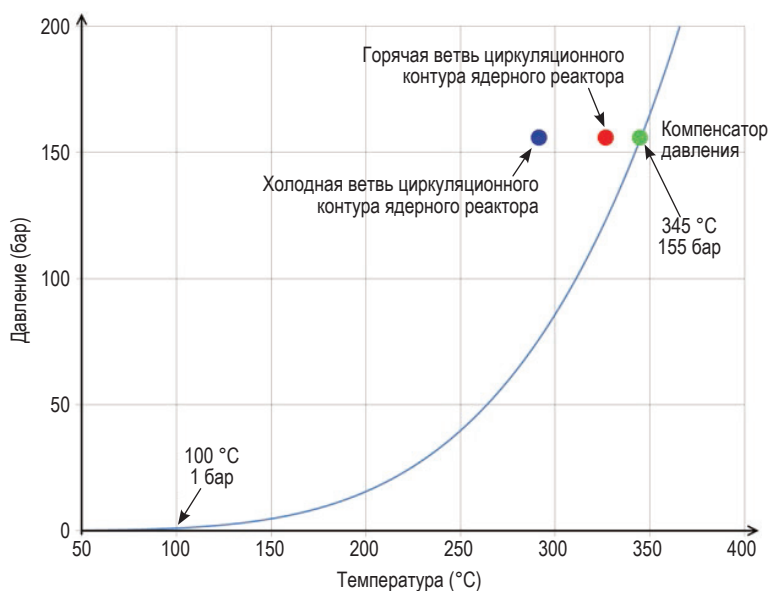
Спросите в классе (или в пивной) посетителей, при какой температуре кипит вода. Есть шанс, что вы получите ответ 100 °C (или 212 °F, если кто-то из присутствующих американец). А теперь спросите, при какой температуре вода кипит на вершине Эвереста. Возможно, вы получите тот же ответ или, может быть, и путаницу из утверждений, что она выше или ниже. Правильный ответ – 71 °C, потому что атмосферное давление на вершине Эвереста составляет всего 1/3 от давления на уровне моря. Физики говорят, что снижение атмосферного давления приводит к снижению температуры кипения воды. Другой пример – явление, которое наблюдали астронавты и пилоты самолетов на больших высотах, когда высота такова, что давление воздуха оказывается столь низким, что вода закипает при нормальной температуре человеческого тела. Об этом говорят, что достигнута *линия Армстронга* (Armstrong Line). Это примерно соответствует высоте 19 км (60 000 футов) над уровнем моря.

Этот механизм работает и в другую сторону. При увеличении давления температура кипения возрастает. Если вы бы вошли в класс и заговорили о скороварке (варочном автоклаве), вряд ли дети имели бы какие-либо идеи, что это такое (они все знают, что такое микроволновка, но это не помогает). Итак, возвращаясь в пивную, где посетители помнят такие вещи: в скороварке давление примерно вдвое выше по сравнению с обычным давлением воздуха. Это увеличивает температуру кипения воды до примерно 120 °C, так что еда готовится намного быстрее.

Я уже упоминал, что существует целый набор единиц измерения давления. В Великобритании наиболее общепринятой является «бар». 1 бар равен 100 000 паскалей (в единицах СИ) и примерно равен номинальному атмосферному давлению на уровне моря – это причина, по которой метеорологи используют миллибары в своих прогнозах. В Америке более принято использовать в качестве единицы давления отношение силы в фунтах к площади

в квадратных дюймах (psi). При этом 1 бар равен 14,5 psi. Во Франции используют мегапаскали, причем один мегапаскаль равен 10 бар.

На рис. 3.4 показано, как точка кипения воды изменяется в зависимости от давления, это так называемая *кривая насыщения* (Saturation Curve). Видно, что при давлении 1 бар (атмосферное давление) кипение происходит при 100 °C, а при давлении 155 бар точка кипения составляет 345 °C. 155 бар – это давление в первичном контуре реактора PWR, почему этот тип реакторов и называют иногда «ядерным реактором с водой под давлением». Возможно, вы заметили, насколько возрастает крутизна кривой при достижении 345 °C, – чтобы увеличить температуру кипения еще выше, требуется намного увеличить давление, что является вызовом для материалов и инженеров! Это причина, по которой вы не увидите много реакторов PWR, работающих при более высокой температуре. Большинство из них работает при температуре, отличающейся на несколько градусов друг от друга. Это неприятно, так как более высокая температура дала бы пар с более высокими свойствами, как вы увидите далее, но никто не может изменить физических законов.



**Рис. 3.4** ❖ Изменения точки кипения воды в зависимости от давления (кривая насыщения)

На рис. 3.4 показаны также температуры и давления в системе поддержки избыточного давления, горячей и холодной ветках циркуляционного контура. Мы встретим эти термины, когда будем обсуждать «первичный контур» в главе 6, но на секунду это дает вам также понимание, в каких условиях PWR работает.

# 4

## Критичность не так плоха, как о ней говорят

### 4.1. КРИТИЧНОСТЬ: ОДНА ИЗ ФАНТАСТИЧЕСКИ ВЕЛИЧАЙШИХ ОШИБОК

Вы, возможно, смотрели фантастический фильм где один из персонажей предупреждает другого: «Реактор входит в критический режим!» Паника, героические поступки и спасение мира в последний момент следуют за этим. Есть только один момент: не является проблемой вхождение реактора в критический режим...

В предыдущих главах мы узнали, что атомы U-235 могут расщепляться на пару меньших атомов (продукты распада) и два или три быстрых нейтрона. Некоторые из этих нейтронов могут быть замедлены и вызвать расщепление других атомов U-235. Это цепная реакция, которая является источником энергии в атомном реакторе. При работе на полной мощности в реакторе происходит свыше миллиона расщеплений атомов в каждую секунду.

Но что происходит в реакторе при его отключении?

### 4.2. Начало докритического состояния: ВЫКЛЮЧЕНИЕ РЕАКТОРА

Представьте себе реактор, в котором температура и давление соответствуют условиям его включения. Кроме того, в замедлителе концентрация борной кислоты достаточно мала (но об этом мы поговорим позже). Единственное, что тормозит начало работы реактора, – это введение управляющих стержней полностью в него. Это значит, что реактивность имеет очень большое отрицательное значение. Такой режим называют докритическим, а почему – узнаем через минуту.

А сейчас еще немного физики: атомы U-235 и U-238 могут расщепляться и без воздействия внешних нейтронов. Это называется спонтанным делением, но оно очень редкое: в килограмме U-238 каждую секунду распадается всего 5 атомов. Килограмм U-238 содержит миллион миллионов миллионов атомов, так что это очень редкое явление, а для U-235 еще реже в тысячу раз! Эта проблема кажется несущественной, но это не так. В реакторе всегда найдется несколько нейтронов, возникших вследствие естественных процессов. Фактически множество продуктов распада также излучают нейтроны при их радиоактивном распаде (см. главу 5), так что существует множество нейтронов в реакторе, до тех пор пока в него не загружено свежее топливо.

Что происходит с природными нейтронами? Они отличаются от тех, о которых мы говорили раньше при обсуждении цепной реакции. Они имеют различные скорости (энергии), некоторые большую, а некоторые малую. Это означает, что всегда есть шанс, что нейтроны, покинувшие топливо (где они возникли), будут замедлены в замедлителе и найдут дорогу назад, в топливо, где вызовут распад других атомов U-235.

Маловероятно, что отдельные нейтроны при наличии введенных стержней управления примут участие в реакции деления. Большинство нейтронов будут поглощены и не смогут вызвать новые деления ядер, но иногда случаются «короткие» ядерные реакции. Любая из этих цепных реакций быстро завершается, так как реактор находится в режиме выключения, его реактивность отрицательна, а  $k$  меньше 1. Но новые короткие цепные реакции возникают все время. И несколько нейтронов производятся и вылетают наружу даже из выключенного реактора. Это неизбежно, и их можно посчитать с помощью детектора нейтронов.

Я признаю, что то, как мы определяли  $k$  (отношение числа нейтронов в одном их поколении к числу в предыдущем), в заглушенном реакторе стремится к нулю. Но в реальности дело сложнее, чем описано в этой книге. В выключенном реакторе ни один из нейтронов от спонтанных расщеплений не приведет к самоподдерживающейся цепной реакции, но некоторые из них способны вызывать кратковременные реакции деления. Если сложить влияние этих маленьких реакций в любой момент времени, то можно заметить (и измерить) небольшой поток нейтронов.

## 4.3. Приближение к критичности

Вот это интересно: если начать вытаскивать управляющие стержни из реактора, произойдет увеличение реактивности (она станет менее отрицательной). При этом более вероятно, что отдельные нейтроны вызовут новые деления атомов. Цепная реакция еще не возникает, но в среднем акты деления ядер становятся продолжительнее. Это приводит к увеличению потока нейтронов; подобно тому, как вы наливаете воду в чашку с маленькой дырочкой в ней – пока вы льете немного воды, она успевает вытечь, но если

наливать воду быстрее и больше, чашка начнет заполняться. В реакторе чем больше вынуты управляющие стержни, тем меньше его общая отрицательная реактивность и больше поток генерируемых нейтронов.

Здесь нам поможет физика. Если вы смоделируете этот процесс математически, то обнаружите, что насколько снижается отрицательная реактивность реактора, настолько же увеличивается поток нейтронов (скажем, уменьшение реактивности с 8 до 4 найлов приводит к удвоению потока нейтронов). Таким образом, вы можете понять, что происходит в реакторе, просто наблюдая за счетчиком нейтронов. Это проиллюстрировано на рис. 4.1.



**Рис. 4.1** ❖ Влияние выведения управляющих стержней на поток нейтронов в докритическом режиме реактора

Ну и что это нам дает? При вытаскивании управляющих стержней из реактора мы достигнем точки, когда реактивность перестает быть отрицательной. При этом цепная реакция (в среднем) уже не угасает. Это состояние называется «критическим», когда реактивность равна нулю, а в реакторе возникает самоподдерживающаяся цепная реакция деления атомов урана. Можно сказать, что реактор запустился. При этом нет речи об отдаваемой мощности — это может быть и 1 Вт, и 3500 МВт. Итак, в докритическом режиме реактивность реактора отрицательна.

К сожалению, при приближении к критическому режиму поток нейтронов остается почти постоянным, так что трудно определить, насколько он близок к критическому. Такова физика. Но, если вы вытаскиваете управляющие стержни понемногу, можно заметить разницу. Прежде чем детектор нейтронов зарегистрирует увеличение их потока, вы увидите его экспоненциальный рост (рис. 4.2). Общая реактивность становится положительной, а энергия, которую можно получить из цепной реакции деления ядер урана, увеличивается экспоненциально.

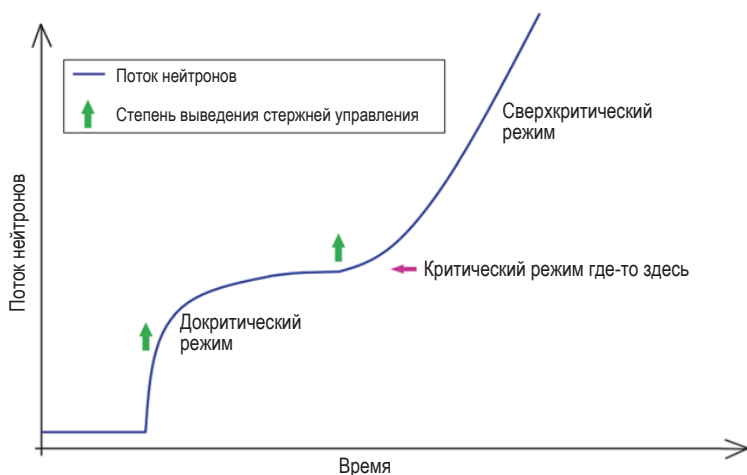


Рис. 4.2 ❖ Режимы работы реактора

## 4.4. СВЕРХКРИТИЧЕСКИЙ РЕЖИМ: ТАКЖЕ НЕТ ПРОБЛЕМ

А что дальше? Мощность реактора мгновенно подскакивает до 3000 МВт? Нет. Обычно при достижении критического состояния скорость деления соответствует мощности в несколько киловатт. Но при этом на циркуляцию воды в реакторе уходит около 20 МВт, а продукты деления уносят еще около 10 МВт. Так что вы не обнаружите этих нескольких киловатт, появившихся из-за входа реактора в критический режим по выделяемому им теплу. Переход в сверхкритический режим можно зафиксировать только по увеличению потока нейтронов, просачивающихся из реактора наружу, который значительно увеличивается.

Для того чтобы перейти от нескольких киловатт в критическом режиме до свыше 3500 МВт в режиме выработки электроэнергии, требуется увеличить мощность реактора примерно в миллион раз. Для этого потребуется на некоторое время ввести его в сверхкритический режим. Но не беспокойтесь. Как вы увидите в следующих главах, посвященных стабильности, сверхкритичность не означает нестабильность. Когда уже достигнут необходимый уровень мощности, требуются маленькие изменения реактивности (путем изменения положения управляющих стержней) для поддержания мощности постоянной. Мы вернулись к критическому режиму работы реактора, но при другом уровне мощности, чем это было раньше.

Теперь вы можете видеть, в чем именно ошибаются научные фантасты, хотя, конечно, фраза: «Капитан, реактор достигает критической точки, но не волнуйтесь, он безопасен, да это как раз то, что от него нужно!» – не несет особого смысла.



## 4.5. БЫСТРЫЕ И ЗАПАЗДЫВАЮЩИЕ НЕЙТРОНЫ

Здесь нам потребуется немного физики, и это связано с различием между быстрыми и запаздывающими нейтронами. В главе 2 я отмечал, что при каждом распаде ядра U-235 обычно производится 2 или 3 нейтрона. О чем я не упомянул, так это о том, что они не все возникают в момент распада. Большинство нейтронов, возникающих в момент распада, – это быстрые нейтроны. Однако малая часть нейтронов (менее 1 %) появляется немного позже, вместе с продуктами распада. Время появления может изменяться в широких пределах – от нескольких десятков секунд после распада до нескольких минут в зависимости от того, какие высвободились продукты распада и как они себя ведут дальше.

Возможно, это удивительно, но учет запаздывающих нейтронов очень важен при конструировании реакторов. В большинстве случаев (включая PWR) критический режим не может быть достигнут только за счет быстрых нейтронов. Напротив, реактор достигает критического режима только с учетом запаздывающих нейтронов. Хотя их доля составляет менее 1 %, задержка в их возникновении намного больше, чем время жизни быстрых нейтронов – время от порождающего их деления ядра, требуемое для их замедления, и последующее новое расщепление. Запаздывающие нейтроны создают эффект увеличения среднего времени жизни нейтронов, возможно, до тысяч секунд, а в среднем до десятков секунд. Таким образом, вклад запаздывающих нейтронов проявляется в замедлении скорости изменения мощности реактора при приближении его к критическому режиму примерно в сто раз. Это гарантирует управляемость реактора.

Если вы увеличите положительную реактивность реактора, теоретически можно достигнуть критического режима за счет только быстрых нейтронов. Таким реактором очень сложно управлять, так как его уровень мощности меняется очень-очень быстро. Для реактора PWR это означает увеличение реактивности на 0,7 найлов (700 миллинайлов) над точкой критического режима. По причинам, которые мы обсудим позже, это на практике сложно выполнить. Критический режим за счет быстрых нейтронов легче достичь в других конструкциях реакторов, и это дало вклад в чернобыльскую катастрофу, о которой мы поговорим в главе 9.

Между делом, пожалуй, время проиллюстрировать все это реальными историями реакторов.

## 4.6. Чикаго Пайл 1 (CP-1)

Распад ядер урана был открыт в 1938 году немецким химиком Отто Ханом (Otto Hahn) совместно с его ассистентом Фрицем Штрассманом (Fritz Strassmann). Немного позже было достигнуто понимание, что возможна цепная реакция. Цепная реакция имеет два очевидных применения: в качестве компактного источника электроэнергии и в качестве оружия. Обе этих идеи стали важными во время и после Второй мировой войны, а ученые в Германии



и США были ведущими в мире в попытках осуществить цепную реакцию. Об этих проектах было написано множество книг, но я хочу сфокусироваться на американской программе, известной под названием Манхэттенский проект.

В начале декабря 1942 г. на теннисном корте Стагг Филдс (Stagg Field) в университете Чикаго проект Чикаго пайл был близок к завершению. Ведущим физиком проекта был Энрико Ферми (Enrico Fermi), и поэтому CP-1 иногда называют «реактор Ферми». Это сооружение было названо «пайл» (стопка, пирамида) потому что в предшествующих экспериментах были использованы графитовые блоки, устанавливавшиеся друг на друга. Графит – это форма углерода, в основном состоящая из углерода-12. Углерод-12 имеет легкие атомы, поглощающие немного нейтронов, и его выбор в качестве замедлителя нейтронов не так уж плох. А как насчет топлива? Процесс выделения U-235 в то время еще не был разработан, так что применялся природный уран с содержанием U-235 всего 0,7 %. Уран в виде металла и его окисла помещался в полости, выполненные в графите.

После того как было набрано 57 слоев графитовых блоков, счетчик нейтронов показал, что управляемая цепная реакция возможна, и дальнейшая сборка реактора была остановлена. Как говорят, CP-1 состоял из 45 000 графитовых блоков общим весом 360 т, 5 т металлического урана и 45 т окиси урана. Реактор имел деревянный каркас, высоту 6 м, поперечник свыше 7 м и близкую к сферической форму.

Необычной особенностью конструкции CP-1 было то, что его поместили внутрь резиновой камеры. Как было уже известно, азот в атмосферном воздухе поглощает нейтроны, поэтому камера заполнялась углекислым газом. При строительстве CP-1 использовались графит и уран более высокого качества, чем в более ранних экспериментах, и применение углекислого газа оказалось необязательным, но можно себе представить, как осуществлялся заказ резиновой камеры кубической формы со сторонами порядка 7,6 м в компании Гудьир без объяснения ее назначения!

Существует несколько фотографий CP-1, но я не уверен, что они были сделаны в ходе экспериментов, описанных ниже. Однако есть несколько прекрасных чертежей и рисунков CP-1, сделанных американским художником Джоном Каделом (John Cadel). Один из них приведен на рис. 4.3.

Как видно на рис. 4.3, графитовые блоки сложены в конструкцию, имеющую грубую сферическую форму. Резиновая камера образует занавески вокруг и сверху реактора, а в передней его части занавеска может сдвигаться. Из передней части реактора торчат примитивные стержни управления. Стержни управления были изготовлены из кадмиевых полосок, прибитых гвоздями к деревянным пластинам. Как известно, кадмий является эффективным поглотителем нейтронов. Некоторые из этих стержней управлялись автоматически, если сигнал со счетчика нейтронов становился слишком большим. Другие удерживались веревками, что позволяло их перемещать вдоль оси. Еще больше поглотителя нейтронов в форме нитрида кадмия находилось в специальных ведрах. В общем, экспериментаторы практически не имели возможности управлять реакцией.

После фальстарта, когда стержни управления автоматически ввелись в ядро реактора (из-за того, что счетчик нейтронов был настроен на очень

низкое их число), эксперимент был возобновлен в 14:00 пополудни 2 декабря 1942 г. Все управляющие стержни, кроме одного, были выведены, а затем и его выводили на 6 дюймов за раз.

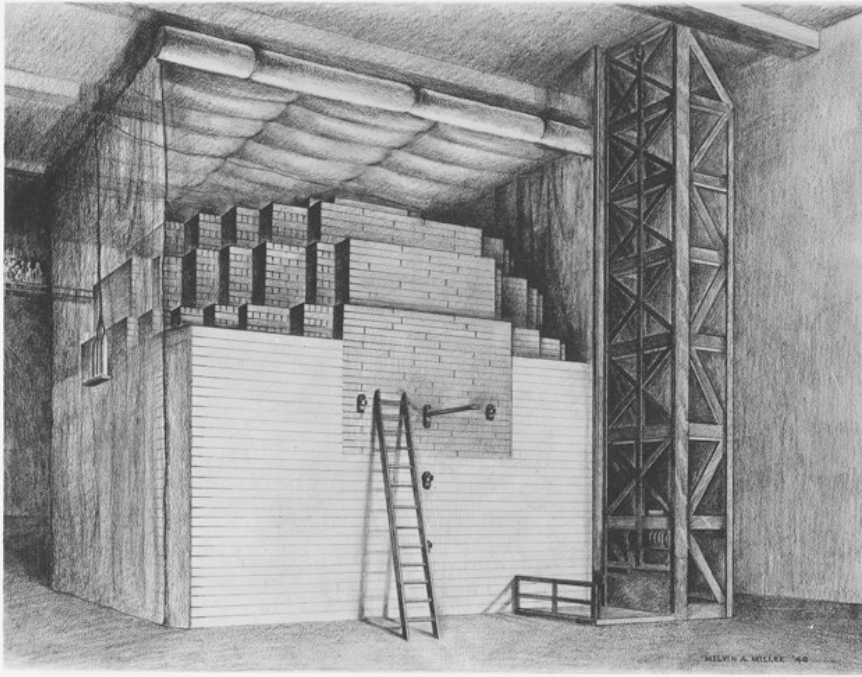


Рис. 4.3 ❖ Чикаго Пайл (CP-1)

Я думаю, что лучшее описание этого эксперимента дал физик Герберт Андерсон (Herbert Anderson).

*Сначала мы слышали звук счетчика нейтронов – клик-клак, клик-клак. Затем щелчки стали следовать все более и более часто, а затем они слились в сплошной рокот. Счетчик уже не мог их отделить друг от друга. Настал момент включить самописец. Но, когда самописец включили, все заметили, что его перо неподвижно. Это была удивительная неподвижность. Все связали ее с влиянием этого выключателя; но оказалось, мы попали в область высокой интенсивности потока нейтронов, и счетчик уже не способен отображать их число. Вновь и вновь мы изменяли чувствительность к потоку нейтронов, но их интенсивность росла все быстрее и быстрее. Внезапно Ферми поднял руку. Он объявил: «Реактор достиг критического режима». Никто из присутствующих в этом и не имел сомнений.*

Оранжевой чертой на рис. 4.4 отмечен участок, на котором реактор в докритическом режиме реагирует на увеличение реактивности. Каждый раз при ступенчатом вынимании управляющих стержней поток нейтронов возрастает до нового уровня. Скачки потока становятся тем больше, чем ближе оказывается критический режим, а переход в стационарный режим требует все большего времени.



Рис. 4.4 ❖ Запись с самописца, время течет слева направо

Зеленой чертой отмечено критическое состояние реактора с непрерывно растущим потоком нейтронов. Надо отметить, что в правой части рис. 4.4 поток намного больше, чем в левой. Зрительно это скрывается из-за изменения чувствительности самописца. Когда управляющие стержни повторно введены, поток нейтронов ослабляется (справа от зеленой черты) и реактор переходит в докритический режим.

Первый раз CP-1 работал 4,5 мин и развил мощность 0,5 Вт. Он продемонстрировал возможность создания ядерных реакторов (реакторов с цепной

реакцией распада ядер) и тем самым проложил дорогу к современным реакторам, включая PWR. Можно сказать, что CP-1 был аналогом паровой машины Ньюкомена (Newcomen), но в ядерной промышленности. На нем были проверены принципы, хотя полезное применение пришло позже.

Между прочим, намного позже один из графитовых блоков был распилен Американским ядерным обществом (American Nuclear Society) для изготовления особых сувениров. Поэтому я стал владельцем маленького кусочка CP-1 (рис. 4.5). Это не для продажи...



Рис. 4.5 ❖ Маленький (но важный) кусочек CP-1

# 5

## Что делает ядерную энергию особенной?

Существует множество карьер, которые требуют годов тренировки, использования знаний во множестве областей или помощи других людей. Ничего из этого не отражает смысла, который я вкладываю в слово «специальный». Я имею в виду два аспекта в работе атомной электростанции (и особенно в управлении реактором), которые должны рассматриваться исключительно характерными для ядерной промышленности:

- компактность источника энергии;
- тепло и радиоактивность, выделяемые продуктами деления ядер.

В этой главе я собираюсь объяснить, как эти аспекты делают ядерную энергетику особенной и почему необходимо проявлять внимание.

### 5.1. Компактный источник энергии

Позвольте мне резюмировать.

Реактор PWR является с инженерной точки зрения очень маленьким. Его высота около 4 м и поперечник чуть больше 3 м, и он имеет грубую цилиндрическую форму. Его объем около  $35 \text{ м}^3$ . Посмотрите на вашу комнату. Если она 2 м в высоту и 4×4 м в длину и ширину (это примерно как у средней гостиной), то ее объем такой же, как у реактора.

Теперь представим себе, что в вашей комнате размещен миллион электрических чайников, и все они одновременно включены. Это иллюстрирует, как много энергии реактор вырабатывает в столь малом пространстве – плотность энергии в реакторе очень большая.

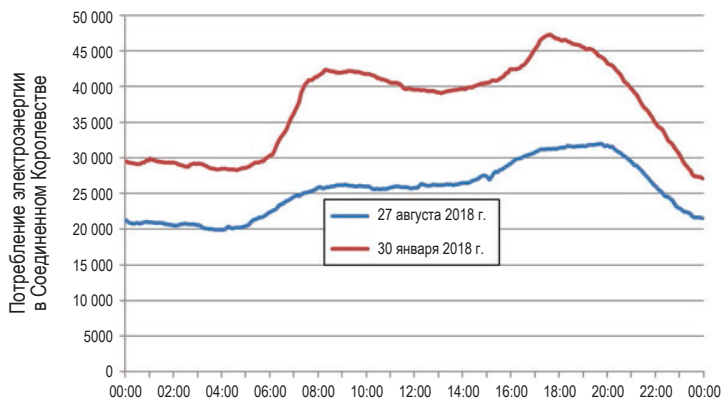
По правде говоря, трудно себе представить миллион чайников. Я полагаю, что вы засунете в комнату размерами 4×4×2 м их пять или десять тысяч, в зависимости от их размеров и формы, и при этом вряд ли останется место для

их шнуров питания. Для достижения мощности реактора в то же пространство надо поместить в 100 раз больше чайников!

Пойдем другим путем: если у вас современный электрический чайник, возможно, в его днище помещен нагревательный элемент мощностью 3 кВт. Если вы залите в чайник 1 л воды, то, чтобы ее вскипятить, потребуется около 2 мин. Мощность реактора составляет 3500 МВт в объеме 35 000 л (1 м<sup>3</sup> равен 1000 л). Это дает плотность мощности около 100 кВт на литр. При такой плотности чайник закипел бы меньше чем за 4 с.

Когда я говорю о том, что ядерная электростанция является «компактным источником энергии», я имею в виду следующее. Электростанция – это большая площадь, на которой располагается множество механизмов, насосов, труб, клапанов и пр. Но ядерный реактор, тот, что управляет всей этой техникой, является крошкой по сравнению с остальным оборудованием.

Это предмет обсуждения. Скажем, PWR генерирует 1200 МВт электроэнергии при выработке 3500 МВт тепла. Потребление электросети в Великобритании изменяется от, скажем, 20 000 МВт в уикенд теплым летом до около 50 000 МВт в будние дни холодной зимой. Также потребление меняется в течение каждого дня, как это показано на рис. 5.1. В среднем 1200 МВт составляет 3 % потребления. Так что один реактор удовлетворяет потребности 3 % домов, фабрик, транспорта и всех остальных потребителей электричества. И это осуществляется за счет использования всего 25 т уранового топлива в год.



**Рис. 5.1** ❖ Расход электроэнергии в Великобритании летом и зимой

Давайте теперь решим заменить электричество от PWR на создаваемое угольной электростанцией. Сколько же потребуется угля для выработки такого же количества электричества? Ответ: около 2 млн тонн. Это груда угля высотой в 150 м и в три раза больше по ширине. Вспомним – и это только на 1 год работы. В Соединенном Королевстве больше не строится больших угольных электростанций из-за создаваемого ими парникового эффекта и выброса осадков, создающих кислотные дожди. Важную роль играет необходимость строительства новых угольных шахт, а также транспортировки



через всю страну миллионов тонн угля. В Соединенном Королевстве еще свыше 40 % электричества генерируется через сжигание природного газа, его легче транспортировать. Однако для перевозки уранового топлива требуется всего несколько грузовиков в год. Атомную станцию можно построить там, где это удобно без забот о транспортировке топлива.

А как насчет энергии ветра? Ну да, большинство больших ветряных турбин способно вырабатывать около 3 МВт электроэнергии, но ветер переменчив даже в Соединенном Королевстве, славящемся своим ветреным климатом! Как показывает опыт эксплуатации ветряных электрогенераторов, даже в прибрежных районах их средняя выходная мощность составляет 30 % от номинальной. Таким образом, чтобы достигнуть 1200 МВт, требуется построить свыше 1000 больших ветряных турбин. При этом их необходимо строить в разных местах, чтобы они не попали в штиль одновременно, хотя и это может иногда случаться. Я не против ветрогенераторов, они играют важную роль как часть мер по снижению потребления углеводородов, но следует понимать разницу в масштабах между мощностью нескольких ветряных турбин, которые можно увидеть на морском побережье, и потребностями электрической сети в стране.

В начале этой книги я говорил, что не собираюсь защищать атомные электростанции – они уже существуют. Можно надеяться, что разделом выше была ясно показана разница между мощностями, вырабатываемыми атомными электростанциями и другими видами электрогенераторов. Это то, что и делает их «специальными». Современный реактор PWR в стационарном режиме вырабатывает энергии больше, чем одновременно сорок груженных самолетов серии 747. Подумайте об этом.

## 5.2. ПРОДУКТЫ РАСПАДА

В главах 2 и 3 мы рассматривали процесс распада ядер и цепную реакцию применительно к U-235. В большинстве случаев ядра U-235 при распаде создают два осколка, не считая нескольких высвобождаемых нейтронов. Это продукты распада. Так что это такое?

Это маленькие атомные ядра. Можно подумать, что распад ядер U-235 происходит более или менее случайно, и если вы интересуетесь математикой, то можете решить, что в результате получится «нормальное» распределение масс продуктов распада. Оказывается, структура ядер U-235 такова, что одна часть продуктов распада оказывается тяжелее, а другая легче. Распад происходит так, как и нельзя было ожидать. На рис. 5.2 показано распределение продуктов распада U-235 по суммарному содержанию в них протонов и нейтронов. При этом наблюдаются два максимума, в левой и правой частях графика.

Как вы уже знаете, будучи заряжены положительно, ядра продуктов распада вначале сильно отталкиваются друг от друга. После акта распада они имеют большую энергию. Затем они сталкиваются с другими атомами в топливе, замедляются, а их энергия преобразуется в тепло. Когда они достаточ-

но замедлились, то становятся способными захватить свободные электроны и стать электрически нейтральными атомами.

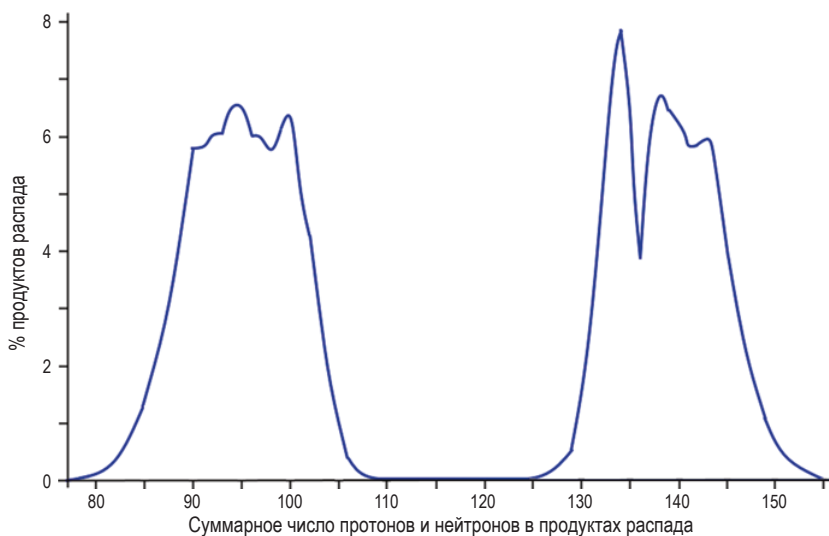


Рис. 5.2 ❖ Продукты распада U-235

Но здесь есть отрицательный момент. Вы помните, что в ядре U-235 92 протона и 143 нейтрона? Таким образом, при распаде на более мелкие ядра каждое из них будет содержать больше нейтронов, чем требуется. В большинстве случаев (но не всегда) это делает продукты распада нестабильными и способными к дальнейшему распаду.

Вы думаете, очевидно, что продукты распада, имеющие слишком много нейтронов, будут излучать нейтроны? Некоторые будут, включая те, что ответственны за образование медленных нейтронов, упомянутых в главе 4. Однако ядерная физика сложна, и существуют другие механизмы распада этих продуктов. Вы, может быть, помните из школьных уроков физики, что существуют и другие механизмы распада, которые мы, впрочем, не станем здесь рассматривать.

- Альфа-распад, процесс излучения групп из двух протонов и двух нейтронов, движущихся быстро и называемых «альфа-частицы». На самом деле это ядра гелия, и замедляются они очень быстро. Если они образуются внутри топлива, от них трудно избавиться. Излучение альфа-частиц на практике не способствует получению слишком многих нейтронов, так как они не участвуют в процессе распада продуктов деления, но иногда возникают в процессе самого распада атомов U-235, когда те делятся на три, а не на две части.
- Намного более распространен бета-распад. При нем нейтрон превращается в протон и электрон. В итоге при этом уменьшается число

нейтронов. Электроны (бета-частицы) после распада движутся очень быстро. Бета-частицы обычно используются для управления заменой топлива и взаимодействуют со всем что ни попадя. При бета-распаде образуются также экзотические частицы, называемые антинейтрино. В этой книге мы их не будем трогать, потому что они покидают реактор (а возможно, и планету) без взаимодействия с чем-либо.

- Гамма-распад возникает как сам по себе, так и во взаимодействии с альфа- или бета-распадами. Гамма-излучение является высокоэнергетическим вариантом рентгеновского излучения и обладает высокой проникающей способностью.

В качестве примера рассмотрим продукт распада йод-131 (I-131). Он производится при примерно 3 % распадах U-235 и является довольно обычным продуктом распада в работающем реакторе. Время полураспада йода-131 составляет 8 дней, т. е. по истечении 8 дней количество изначального йода-131 уменьшится в два раза и т. д.

Как показано на рис. 5.3, йод-131 распадается через бета-распад на ксенон-131. Отметим, что при бета-распаде число протонов увеличивается на один, так что происходит изменение химического элемента. При этом также уменьшается число нейтронов на один, а общее число протонов и нейтронов остается прежним. Чуть позже ядра ксенона-131 излучают гамма лучи с очень большой энергией. Так что I-131 является излучателем и бета-частиц, и гамма-лучей.

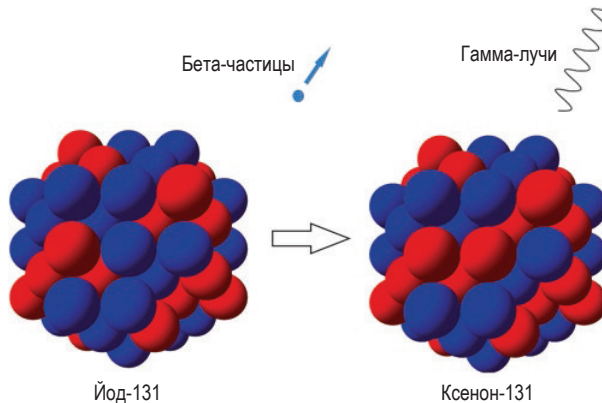


Рис. 5.3 ❖ Распад I-131

Вы можете находиться очень близко к топливной сборке реактора до того, как она была использована в реакторе для выработки энергии. А после использования она становится облученным топливом и содержит много продуктов радиоактивного распада. Такие сборки после использования несут в себе смертельную опасность. При обращении с ними об этом надо помнить всегда.

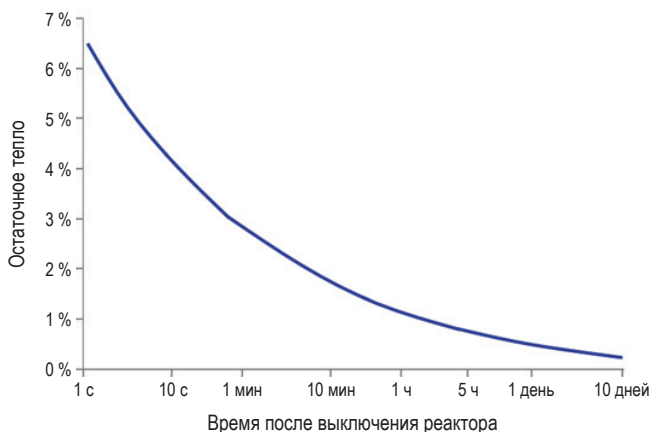


## 5.3. ОСТАТОЧНОЕ ТЕПЛОВЫДЕЛЕНИЕ

Мы еще не закончили с продуктами радиоактивного распада. Важно управлять ядерным реактором и в режиме остаточного тепловыделения.

Попросту говоря, радиоактивный распад высвобождает энергию. Если радиоактивный распад достаточно интенсивный, мы наблюдаем эту энергию как тепло. Ядерный реактор, содержащий облученное топливо, может еще вырабатывать мегаватты тепла даже после его выключения. Реакции распада при этом идут с разными скоростями, и это приводит к тому, что сначала общее выделение тепла после выключения реактора падает очень быстро, а затем его спад замедляется. Это связано с тем, что некоторые продукты реакции деления распадаются очень быстро, а другие – намного медленнее. Выражаясь математическим языком, кривая спада выделяемого тепла является суммой экспоненциальных кривых.

На рис. 5.4 приведена типичная кривая спада тепла, выделяемого в реакторе после выключения.



**Рис. 5.4** ❖ Выделяемое в реакторе после выключения остаточное тепло в процентах от его рабочей мощности

Изучим этот график. В момент выключения реактора тепло составляет примерно 6,5 % от его рабочей мощности. Через 1 мин оно спадает до 3 %, а через час до 1 %. Отметим, что масштаб по горизонтальной оси этого графика растянут: он начинается с секунд и продолжается до дней. Но держитесь крепко... Если при работе реактор создавал 3500 МВт, то 1 % от этого значения составляет 35 МВт. Как следует из этого графика, даже через час после выключения реактор производит 35 МВт тепла! А через 10 дней еще около 10 МВт (0,3 % рабочей энергии). Если нет соответствующего оборудования для удаления этого тепла, реактор перегреется, а топливо будет повреждено, даже несмотря на то, что реактор выключен.

Остаточное тепло – это одна из вещей, которые делают ядерные реакторы особенными. В повседневной жизни, когда вы что-нибудь выключаете, оно

прекращает производство тепла и только остывает. Вы можете выключить угольную электростанцию или ветрогенератор и пойти прочь. Радиоактивный распад продуктов, производимых в ядерном реакторе, происходит по-разному, и необходимо это осознать, чтобы управлять реактором.

## 5.4. САМОЕ ПЛОХОЕ, ЧТО МОЖЕТ СЛУЧИТЬСЯ

Мир полон радиоактивности, естественной и созданной рукотворно. Не важно, приходит она из соседних скал или вашей еды или является последствием испытаний атомных бомб в атмосфере в прошлом веке, – мы живем в радиоактивном окружении.

Для работников атомных электростанций самое плохое, что может случиться, – это большое неконтролируемое высвобождение продуктов ядерного распада. При этом может возникнуть риск поражения радиоактивностью и населения. Этот риск связан только с продуктами распада, почему я об этом и говорю. Хорошая новость – это то, что большая часть этих продуктов распада находится в структуре ядерного топлива, и только очень в драматическом случае часть их высвобождается.

Мы вернемся к вопросам ошибок при обращении с реакторами в следующих главах.

# 6

## Из каких частей состоит реактор

Наступило время для инженеров... Применительно к водо-водяным реакторам (PWR) то, «из каких частей состоит реактор», соответствует *первичному контуру* (Primary Circuit). Это также называется *охлаждающая система реактора* (Reactor Coolant System), потому что обеспечивает протекание воды, отводящей тепло из реактора.

В этой главе я собираюсь описать все компоненты, входящие в первичный контур, с использованием соответствующих чертежей и фотографий. Для оператора реактора очень важно хорошо знать, как это оборудование связано между собой. Только это позволяет действительно понять его поведение и как им управлять.

Позвольте начать с эскиза первичного контура, приведенного на рис. 6.1.

Здесь показан контур охлаждения PWR. Для лучшего понимания начнем с участка трубы, отмеченного на рисунке как холодная ветвь циркуляционного контура. Вода в первичной ветви течет слева направо, а затем возвращается назад, справа налево. Я написал «холодная» но на самом деле температура воды в этой ветви выше 290 °C. Из этой ветви вода течет в корпус реактора сначала вниз, к его дну, а затем вверх, через его ядро. В ядре расположены сборки топливных элементов, в которых и происходит выделение тепла в результате ядерной реакции. Теперь горячая вода покидает корпус реактора и поступает в горячую ветвь циркуляционного контура. Чтобы был понятен масштаб, отмечу, что и холодная, и горячая ветви выполнены из труб диаметром около 0,7 м, так что через них можно проползти (и я знаю тех, кто это делал!).

Рост температуры воды при ее протекании через ядро реактора удивительно мал и составляет всего около 30 °C. Так что температура в горячей ветви – около 325°C. Однако при протекании 20 т воды в секунду через ядро реактора даже такой небольшой ее нагрев соответствует огромной тепловой энергии.

Из горячей ветви вода поступает в *парогенератор* (Steam Generator – SG). Он содержит свыше 5000 отдельных трубок, имеющих форму перевернутой

буквы U. Снаружи этих трубок располагается отдельный водяной контур, в который и передается тепло из первичного контура. Функцией парогенератора является забрать тепло из первичного контура и использовать его для преобразования воды во вторичном контуре в пар. Вода из первичного контура поступает назад в ветвь холодной воды при температуре около 290 °С. Из парогенератора вода в первичном контуре поступает через трубопровод (здесь мы его называем *реверсивная ветвь трубопровода* (Crossover Leg) в *насос охлаждения реактора* (Reactor Coolant Pump – RCP). Этот насос приводится в действие электроэнергией и обеспечивает возвращение воды в холодную ветвь контура, так что она вновь и вновь циркулирует по нему.

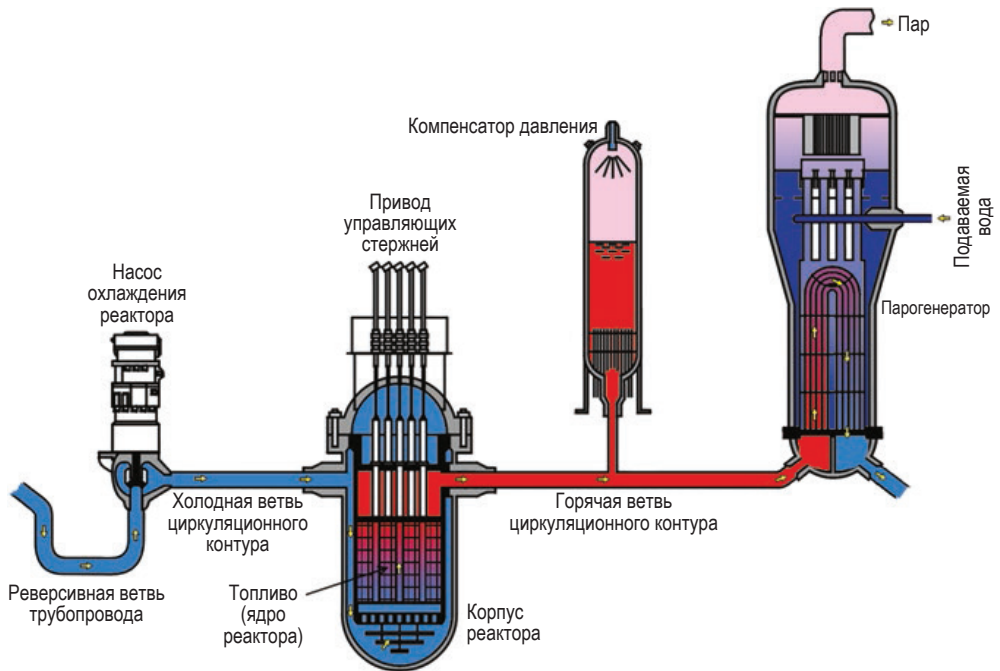
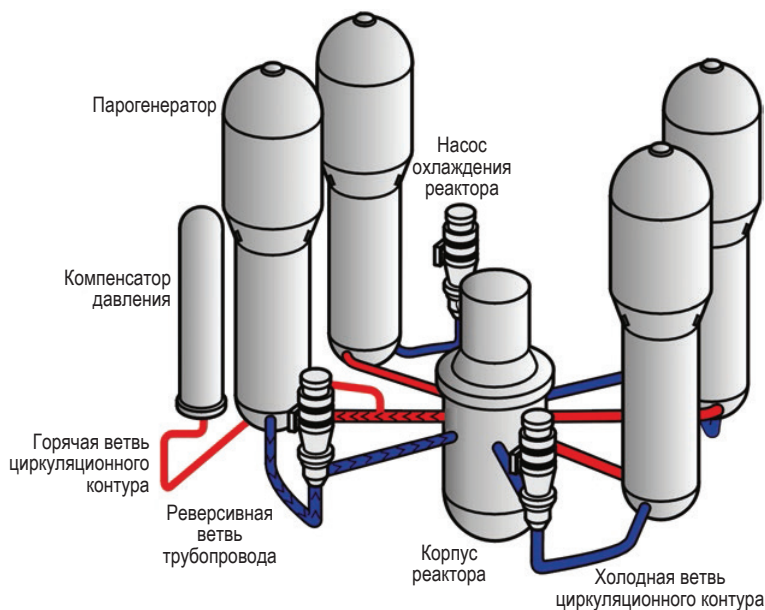


Рис. 6.1 ❖ Первичный контур охлаждения реактора PWR

В ветвь горячей воды включен также *компенсатор давления* (Pressuriser). Я к этому еще вернусь, но хотелось бы отметить, что реакторы PWR редко строятся только с одной системой передачи тепла и охлаждения, как это показано на рис. 6.1. Стандартным является использование двух, трех или четырех таких систем с одним реактором. Компенсатор давления при этом вводится в одну из ветвей циркуляции горячей воды. На рис. 6.2 показан реактор PWR с четырьмя системами передачи тепла и охлаждения.

Итак, реактор PWR расположен в корпусе, который через четыре горячие ветви соединяется с четырьмя парогенераторами. Реверсивные ветви трубопровода соединяют парогенераторы с насосами охлаждения реактора, которые в свою очередь подают воду в корпус реактора. Компенсатор давления соединен с одной из горячих ветвей циркуляционного контура. Это не

единственный вариант конструкции трубопроводной системы для реакторов PWR, но, пожалуй, наиболее распространенный.



**Рис. 6.2** ❖ Реактор PWR  
с четырьмя системами передачи тепла и охлаждения

Вода из различных ветвей трубопровода смешивается в корпусе реактора, так что давление во всей системе оказывается одинаковым, и требуется только один компенсатор давления. Зачем используется несколько контуров? Потому что это решение позволяет отвести больше энергии (тепла) от реактора. Как альтернативу можно было бы использовать меньшее число контуров, но при этом пришлось бы увеличивать размеры парогенераторов и насосов, что затруднило бы их транспортировку с завода до места монтажа!

По сравнению с другими конструкциями реакторов в PWR первичный контур довольно простой. В нем нет клапанов и сложных трубопроводов. Насос охлаждения работает с постоянной скоростью и обеспечивает почти постоянный поток воды. При этом требуется очень незначительная регулировка, за исключением управления самим реактором. Но не беспокойтесь – вам еще будет чем заняться при изучении этой книги.

## 6.1. КОРПУС РЕАКТОРА

Корпус реактора представляет собой контейнер, в котором располагается атомное ядро. В большинстве реакторов PWR на самом деле имеется два корпуса, один в другом. Внешний корпус представляет собой камеру, способную противостоять высокому давлению и имеющую большой запас прочности.

Внутри внешнего корпуса располагаются нижние и верхние элементы конструкции и внутренний контейнер, в котором размещены топливные сборки и стержни управления. Верхние и нижние элементы конструкции подвешены за выступы в верхней части внешнего корпуса и образуют держатель ядра реактора.

На рис. 6.3 показан корпус реактора в разрезе. Топливные сборки (ядро) имеют в длину 4 м, а весь корпус в высоту – 14 м. В левой части рисунка показаны отрезки трубопровода входящей («холодной») воды, а в правой части – выходящей («горячей»). Число этих трубопроводов соответствует числу ветвей передачи тепла, и, например, в системе с четырьмя ветвями используется четыре комплекта трубопроводов. На рис. 6.3 показаны также пути протекания воды в реакторе от трубопровода входящей воды вниз до нижних элементов конструкции, а затем через топливные сборки. После этого вода через верхние элементы конструкции поступает в трубопроводы выходящей воды.

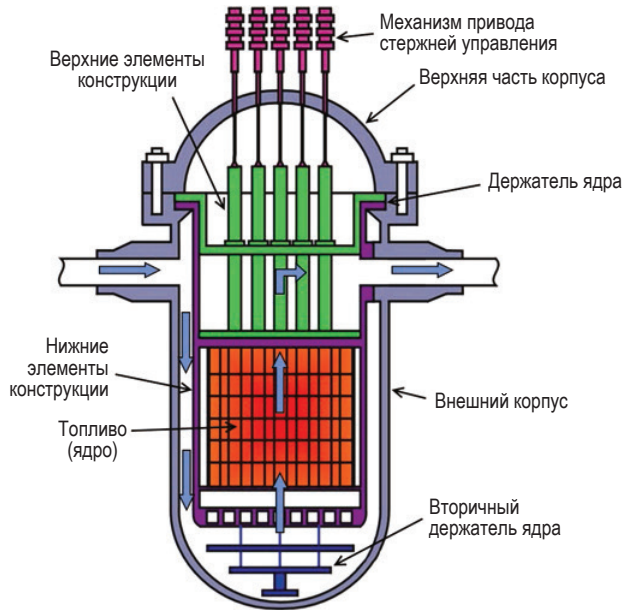


Рис. 6.3 ❖ Корпус реактора в разрезе

Как видно на рис. 6.3, верхняя часть корпуса реактора соединена с остальным корпусом с помощью болтов, что позволяет ее снимать при перезагрузке топлива. Механизм привода стержней управления соединен с верхней частью корпуса и обеспечивает возможность перемещения стержней в трубах, входящих в верхние элементы конструкции. В нижней части реактора располагается вторичный держатель ядра, предназначенный для удержания его от падения при аварии. Эта часть конструкции может быть использована для размещения детектора нейтронов при обычном контроле мощности реактора, хотя не во всех реакторах PWR предусмотрена такая возможность.

На рис. 6.4 приведена фотография реального корпуса реактора в процессе его монтажа на электростанции. Он целиком весит 435 т, а человек в левом нижнем углу фотографии дает возможность оценить масштаб конструкции. Корпус выкован из низкоуглеродистой стали (для прочности), а изнутри для обеспечения долговременной химической защиты покрыт нержавеющей сталью.

## 6.2. ПАРОГЕНЕРАТОР

Кроме корпуса реактора, самым большим узлом в конструкции первичного контура является парогенератор. В PWR применяется по одному парогенератору в каждой ветви переноса тепла и охлаждения. В нем встречаются первичный и вторичный контуры, и вторичный контур будет детальнее описан в следующей главе.

После поступления в нижнюю часть парогенератора горячей воды она проходит через более чем пять тысяч тонкостенных трубок. Тонкие стенки позволяют обеспечить хорошую теплопередачу от первичного контура к вторичному. Как видно на рис. 6.1 и 6.5, теплообменные трубки имеют

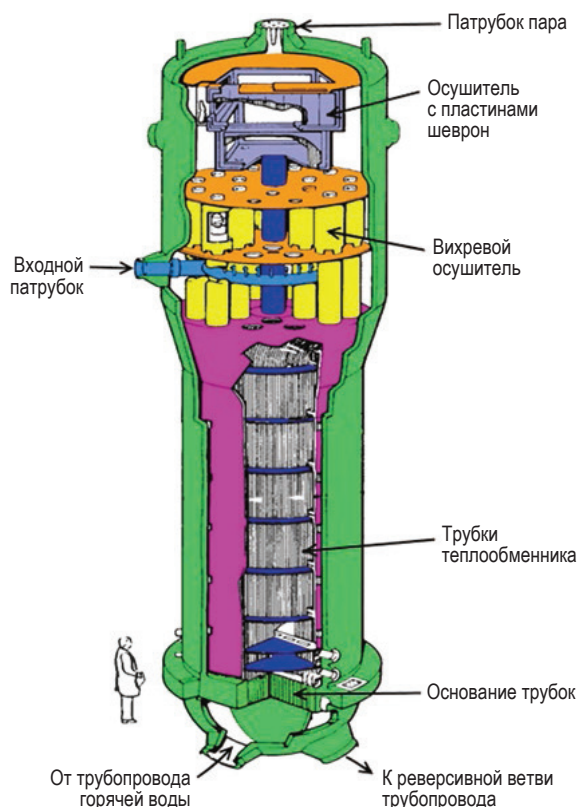


Рис. 6.5 ❖ Парогенератор в разрезе

форму перевернутой буквы U и образуют толстый набор из них. Между этими трубками имеются достаточные зазоры для протекания воды из вторичного контура и при этом превращения ее в пар. После каждого комплекта теплообменных трубок размещаются механические осушители пара. Они будут описаны в следующей главе. Затем остывшая вода в первичном контуре вытекает из парогенератора в реверсивную ветвь трубопровода.

На рис. 6.5 показан парогенератор в разрезе.

На рис. 6.6 дан парогенератор в процессе его доставки при монтаже атомной электростанции. Эта модель имеет более 20 м высоты и 4,5 м в поперечнике. Сухой вес парогенератора составляет 300 т, так что нет ничего необычного в том, что при стро-



ительстве атомных электростанций для доставки таких грузов используется речной или морской транспорт. Автомобили для этого были бы не удобны.



Рис. 6.6 ❖ Доставка парогенератора для PWR

## 6.3. НАСОС ОХЛАЖДЕНИЯ РЕАКТОРА

Насос охлаждения реактора имеет большой электрический мотор, вращающий вертикальный вал. На другом конце вала – лопастное колесо, расположенное внутри фигурной части корпуса насоса. Когда оно вращается, вода из первичного контура поступает через реверсивную ветвь трубопровода в его холодную ветвь, как это показано на рис. 6.7.

Мотор для PWR конструируют так, чтобы вал вращался с частотой вдвое ниже частоты питающей сети. В Великобритании, где частота сети равна 50 Гц (3000 периодов в минуту), вал будет вращаться с частотой 1500 оборотов в минуту. В зависимости от того, как выполнена обмотка мотора, возможна его работа и на другой частоте питающего напряжения (например,  $\frac{1}{4}$  от стандартной). Типовая мощность мотора в этом насосе составляет 5 МВт, и это реально большой мотор, весящий около 50 т. На рис. 6.8 приведена фотография такого мотора.

Вал передает вращение от мотора к лопастному колесу, которое работает как пропеллер, только толкает не воздух, а воду. Но здесь есть определенные проблемы. Лопастное колесо работает в первичном контуре реактора при



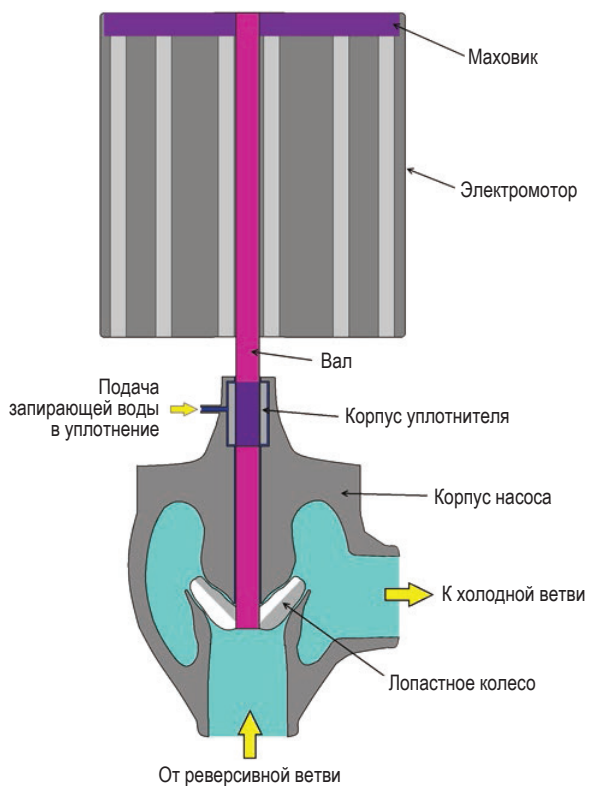


Рис. 6.7 ❖ Эскиз насоса охлаждения



Рис. 6.8 ❖ Мотор насоса охлаждения

давлении воды 155 бар и температуре 290 °C. Мотор же, хотя и находится в реакторном здании, расположен снаружи первичного контура. Это означает, что вал проходит через границу сред с разными давлениями. Как же поступить, чтобы исключить вытекание воды из первичного контура? Это сложная задача, и для ее решения нет простых механических уплотнителей. Взамен этого в PWR и большинстве других реакторов используется впрыскивание чистой воды под давлением свыше 155 бар в корпус уплотнителя. Часть этой воды утекает в первичный контур реактора, а часть – по валу наружу, собирается и используется затем вновь. Другими словами, в насосе применяется «подача запирающей воды в уплотнение» для удержания воды в первичном контуре.

## 6.4. КОМПЕНСАТОР ДАВЛЕНИЯ

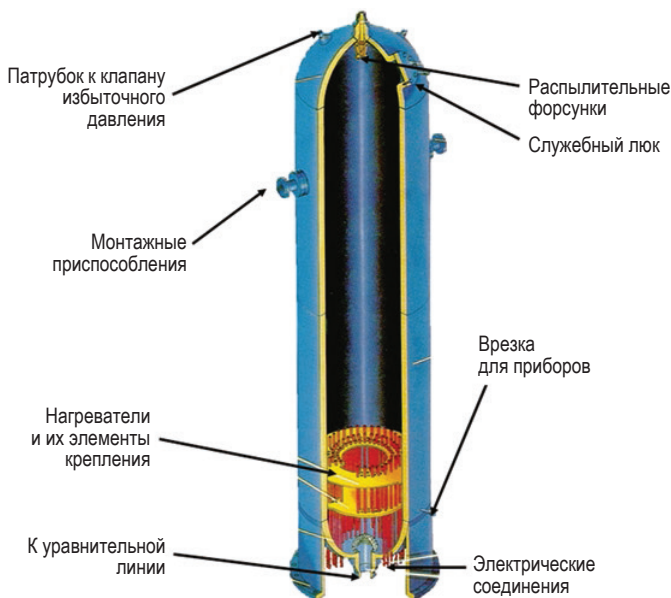
Компенсатор давления используется для управления давлением в первичном контуре. Он обеспечивает достижение давлением значения 155 бар и удержание его на этом уровне. В PWR компенсатор давления представляет собой цилиндрический бак большой величины, установленный вертикально. На дне его расположены электрические нагреватели мощностью около 2 МВт, а в верхней части – несколько маленьких соединителей. Если включить нагреватели (иногда это можно сделать с пульта управления реактором), вода в баке начнет нагреваться. Когда начнется кипение, в верхней части бака появится пар. Чем будет больше пара, тем больше станет возрастать его давление на воду, сдвигая точку кипения вдоль кривой насыщения, о чем вы помните из главы 3. Когда-нибудь в системе будут достигнуты 345 °C и 155 бар. Когда это произойдет, можно включать реактор.

Нижняя часть бака компенсатора давления соединена длинной трубкой с одной из горячих ветвей первичного контура. Через эту трубу (уравнительная линия компенсатора давления) давление пара в баке компенсатора давления уравнивается с давлением в первичном контуре. Уравнительная линия служит для перетекания воды из бака компенсатора давления в первичный контур или обратно вследствие теплового расширения воды. Длинная трубка используется для уменьшения колебаний температуры вблизи дна бака компенсатора давления; если бы она была короче, то ее срок службы снизился бы из-за усталостных явлений.

В любой момент, если требуется повысить давление в первичном контуре, достаточно увеличить мощность нагрева в баке компенсатора давления. Если надо уменьшить это давление, следует на время выключить нагреватели. Требуется уменьшить давление быстрее – можно открыть клапан, через который холодная вода подается к форсункам распылителей, расположенных в верхней части бака компенсатора давления. Существуют разные конструктивные решения, но обычно в PWR в эти распылители вода подается из холодной ветви контура, где она имеет температуру более чем на 50 °C ниже, чем пар в баке. Такая вода вызывает конденсацию пара, и давление падает быстро. В верхней части бака обычно устанавливается клапан избы-

точного давления. Этот клапан защищает первичный контур от воздействия избыточного давления, если форсунки не справляются или их невозможно использовать.

На рис. 6.9 показан чертеж системы поддержки избыточного (компенсатора) давления в разрезе. Ясно видны нагреватели, патрубок уравнивающей линии и форсунки охлаждения. Этот узел имеет высоту более 15 м и вес около 100 т порожняком.



**Рис. 6.9** ❖ Система поддержки избыточного (компенсатора) давления

## 6.5. УСТАНОВКА ВСЕГО ВМЕСТЕ

Трудно вообразить, сколько инженерного труда вкладывается в конструирование, изготовление и сборку компонентов первичного контура. Они должны быть изготовлены из высококачественных материалов, устойчивых одновременно к ковке и сварке с проведением множества операций контроля качества в процессе изготовления. Различные детали должны быть затем доставлены на место сборки, сварены между собой внутри здания реактора, проверены, и начаты пуско-наладочные работы.

На рис. 6.10 приведен подходящий пример. На фотографии вы должны увидеть четыре парогенератора, покрытых зеркально отражающей изоляцией для уменьшения потерь тепла. Сверху парогенераторов видны главные паропроводные трубы, основательно усиленные, чтобы противостоять давлению газа и землетрясениям. Между парогенераторами располагается заправочная емкость, и при ежедневной эксплуатации из нее берется средство

для обновления зеркально отражающей изоляцией корпуса парогенератора. Сам реактор вместе с его ядром располагаются ниже уровня пола заправочной емкости, и его не видно на этой фотографии. Насосы охлаждения спрятаны под полом с каждой стороны (здесь они демонтированы для проведения сборочных работ). Большие охлаждающие вентиляторы (светло-серые конуса) расположены над насосами. И наконец, вы можете еще увидеть верхнюю часть системы поддержки избыточного давления в отдельном корпусе на левом краю фотографии... и множество кранов!

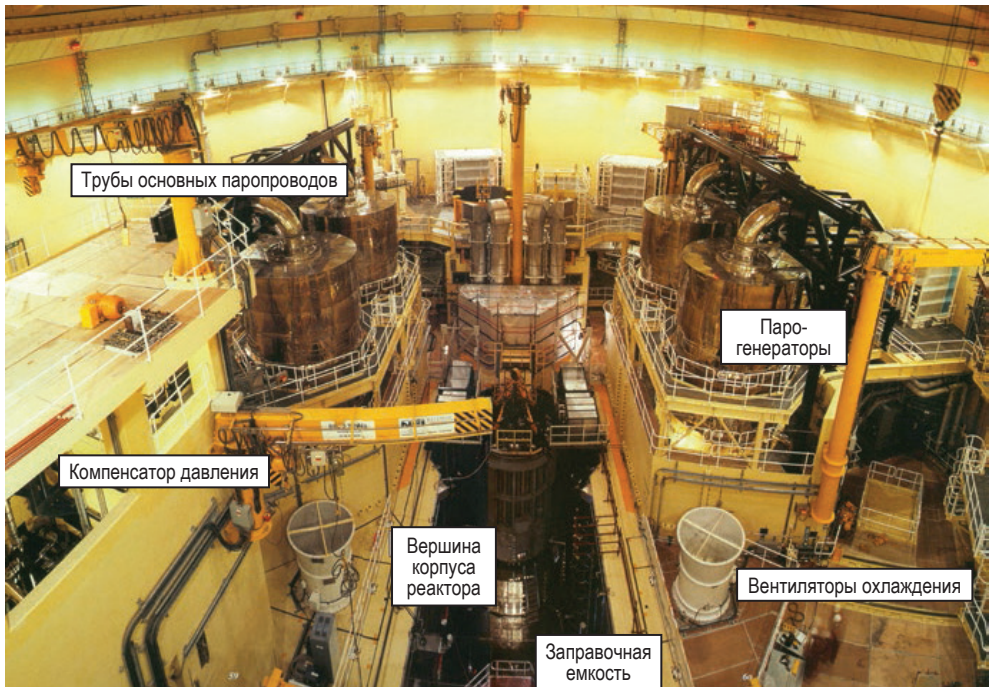


Рис. 6.10 ❖ Первичный контур, установленный в реакторном зале

## 6.6. Внутри «КОРОБКИ»

Здание реактора – это куда помещаются все узлы первичного контура. Для современных реакторов эти здания строятся большими и прочными. Стены здания реактора изготавливаются из бетона толщиной свыше метра. Бетон должен быть хорошо укреплен, а еще крепче его делают стальные тросы, проведенные через специальные трубы в бетоне и натянутые после завершения строительства здания: бетон становится прочнее, когда он сжат этим способом.

Но останавливаться рано. Внутренние стены реакторного здания покрыты сваренными стальными листами. Каждая труба или кабель, проходящие внутрь или наружу этого здания, должны быть приварены или зафиксирова-

ны к этой стальной облицовке. Когда кто-то говорит вам, что он «ходил в коробку», надо понимать, что он так говорит, потому что был в облицованном сталью реакторном здании.

Комбинация из бетона и стальной облицовки стен обеспечивает исключительную прочность здания и его воздухонепроницаемость. Можно было бы создать избыточное давление свыше 3 бар, например от лопнувшей трубы, и утечки не будет. Здание также способно противостоять ударам извне и воздействию землетрясения. По этой причине реакторное здание иногда называют «карантинным». Однако для современных реакторов не редкость постройка вокруг реакторного здания второго здания на случай, если во внутреннем произойдет утечка. В такой конструкции мы имеем здание с «первичным» и «вторичным» карантинном, хотя, несмотря на схожесть, эти названия не имеют ничего общего с первичным и вторичным контурами реактора.

## 6.7. НЕКОТОРЫЕ ЦИФРЫ

- Первичный контур работает при 300 °C и 155 бар.
  - Реактор производит 3500 МВт тепла.
  - В первичном контуре поток воды составляет около 20 т в секунду.
  - Мотор насоса охлаждения весит 50 т и обеспечивает вращение вала со скоростью 1500 об/мин.
  - И все это должно надежно работать 1–2 года кряду, без перерывов.
- Вот почему нам нужны инженеры!

# 7

## Выведение и введение управляющих стержней

Сейчас вы понимаете, откуда берется энергия в атомном реакторе – как в физических, так и инженерных терминах. Возможно, наступило время вернуться назад, к вопросам управления реактором. Мы начнем с запуска реактора; думать об этом – все равно что отскакивать от края бордюра дороги...

### 7.1. Когда стартовать?

Вы могли подумать, что мы начнем эту главу с того, что реактор холодный и избыточного давления в нем нет. На самом деле мы собираемся начать описывать процесс запуска реактора, когда он уже находится при *нормальном рабочем давлении* (Normal Operating Pressure) и *нормальной рабочей температуре* (Normal Operating Temperature) (NOP/NOT). Как вы помните, нормальное рабочее давление составляет около 155 бар, а температура в холодной ветви циркуляционного контура (Tcold) – около 290 °С. Пока генератор выключен, температура в горячей ветви (Thot) очень близка к Tcold.

Существует множество причин для того, чтобы начать эту главу с NOP/NOT. Во-первых, если реактор был выключен во внеплановом порядке, NOP/NOT находились под управлением заводской системы контроля. Она будет избегать внепланового охлаждения или потери давления в реакторе, так как это может вызвать кипение воды в ядре реактора. Во-вторых, для запуска реактора необходимо использовать управляющие стержни. Но сделать это можно, если только система не заблокирована. Как и в большинстве других PWR, блокировка включается, если температура или давление в первичном контуре выходит за пределы их номинальных значений для работающего реактора. Другими словами, невозможно запустить реактор (по крайней мере, с использованием стандартной процедуры) до тех пор, пока его режим не станет очень близок к NOP/NOT. Мы еще поговорим о переходе из холодного состояния в режим NOP/NOT при обсуждении выключения реактора для замены топлива в главе 21.



Условия для запуска реактора намного жестче, чем вы могли бы представить. Попросту говоря, запуск не допускается если все четыре ветви охлаждения не находятся в порядке. Это означает, что нужно, чтобы работали все четыре насоса охлаждения и был рабочий уровень воды в каждом парогенераторе. Необходимо обеспечить отвод тепла из первичного контура, как поступающего вследствие ядерного распада, так и добавляемого из охлаждающих насосов, а еще надо учитывать сброс пара. О сбросе пара будет рассказано в главе 12 (холодильники турбин), и для решения этих вопросов потребуются большие насосы, обеспечивающие циркуляцию воды (часто морской) через турбины конденсаторов.

Химический контроль является жизненно важным для исключения производственных аварий, так что следует быть уверенным, что работает главный питательный насос; но это не для парогенераторов, а для обеспечения циркуляции воды во вторичном контуре с ее прохождением через систему химической очистки. В дополнение ко всему этому обычно следует иметь в рабочем состоянии компьютеры, измерительное оборудование, оборудование для нагрева, вентиляции и кондиционирования воздуха, освещения и охлаждения производственного оборудования.

Для понимания отмечу, что для включения всего этого оборудования может потребоваться 40 МВт электроэнергии из сети, и это еще до того, как реактор был запущен! Это одна из причин, по которой лишь очень немногие реакторы могут быть запущены без сетевого питания, так как они не способны к так называемому холодному запуску. Другие электростанции должны начать генерацию первыми, чтобы дать энергию для запуска ваших систем...

На рис. 7.1 приведена блок-схема процесса запуска атомной электростанции. Отметим, что первыми шагами здесь являются те, которые гарантируют соответствие описанным выше требованиям и, возможно, некоторым другим. Только убедившись, что все идет хорошо, можно переходить к следующему шагу.

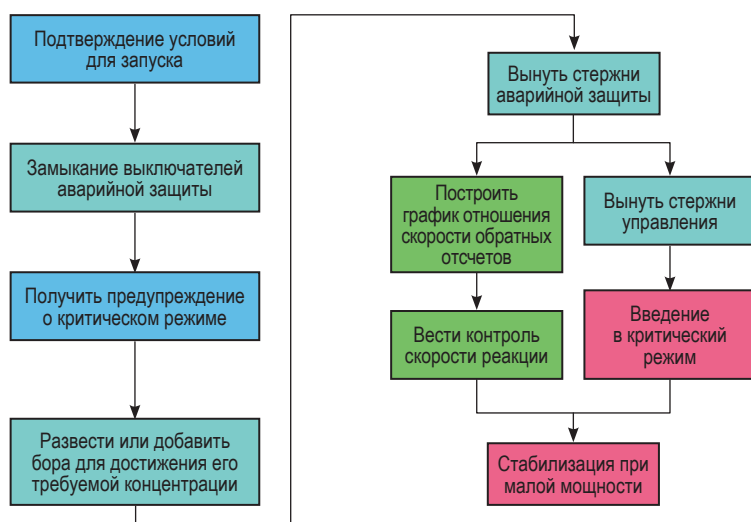


Рис. 7.1 ❖ Блок-схема процесса запуска атомной электростанции

## 7.2. Вы защищены?

Вы собираетесь выполнить запуск из выключенного состояния. Это означает, что выключатели, расположенные в цепях между приводом стержнями и его источником питания, разомкнуты. Это не позволяет привести в движение стержни управления, так что до того, как станет возможным запуск реактора, надо замкнуть эти выключатели. Но для замыкания этих выключателей необходимо переустановить аварийные выключатели в системе защиты реактора, которые препятствуют включению выключателей в системе привода стержней управления. Однако сейчас об этом не стоит беспокоиться. Более подробно о системе защиты мы поговорим в главе 17.

В терминах ядерной безопасности замыкание выключателей в цепях между приводом, стержнями и его источником питания дает не только возможность передвигать стержни управления. Это означает также, что система защиты может автоматически отключить реактор в любой момент при размыкании этих выключателей и падении стержней управления в исходное положение. Замыкание переключателей в системе защиты путем аварийного опускания стержней управления делает возможным несколько более безопасное выполнение других работ, таких как изменение концентрации бора в первичном контуре.

## 7.3. ПРОГНОЗИРОВАНИЕ КРИТИЧНОСТИ

Одной из вещей, делающих реакторы PWR отличными от других типов реакторов, является то, что в них существуют два пути, которыми оператор может преднамеренно изменить реактивность: с помощью управляющих стержней и бора. Пожалуй, изменение температуры является третьим путем подстройки реактивности (как вы увидите позже), но это вряд ли относится к делу, так мы разбираем запуск реактора в стабильных условиях NOP/NOT.

Чем выше концентрация бора, тем меньше получится реактивность реактора. Это означает, что можно для достижения критического режима выдвинуть управляющие стержни побольше. И наоборот, при уменьшении концентрации бора критический режим возникает при более глубоком расположении стержней. При содержании бора, далеко от оптимального, критический режим может быть достигнут, когда все стержни управления полностью введены в реактор; или, наоборот, критического режима не будет, даже если все стержни вынуть из реактора! Очевидно, что надо тщательно подумать, перед тем как что-либо менять.

В последующих главах мы увидим все шаги для предсказания критического режима, т. е. комбинацию концентрации бора и положение управляющих стержней, которые дадут нам достижение критического режима, когда мы этого хотим. А сейчас примем, что вы сможете сделать предсказания с помощью того, кто уже выполнил необходимые вычисления. Если так, ты вы готовы двигаться дальше.



## 7.4. ИЗМЕНЕНИЕ СОДЕРЖАНИЯ БОРА

В первичном контуре циркулирует свыше 250 т воды, и вы можете поинтересоваться: что нужно сделать, чтобы изменить концентрацию бора в ней? Ответ находится в использовании *системы управления химическим составом и объемом* (Chemical and Volume Control System – CVCS). На рис. 7.2 приведена схема этой системы. В ней вода движется по часовой стрелке, с входом вверху слева.

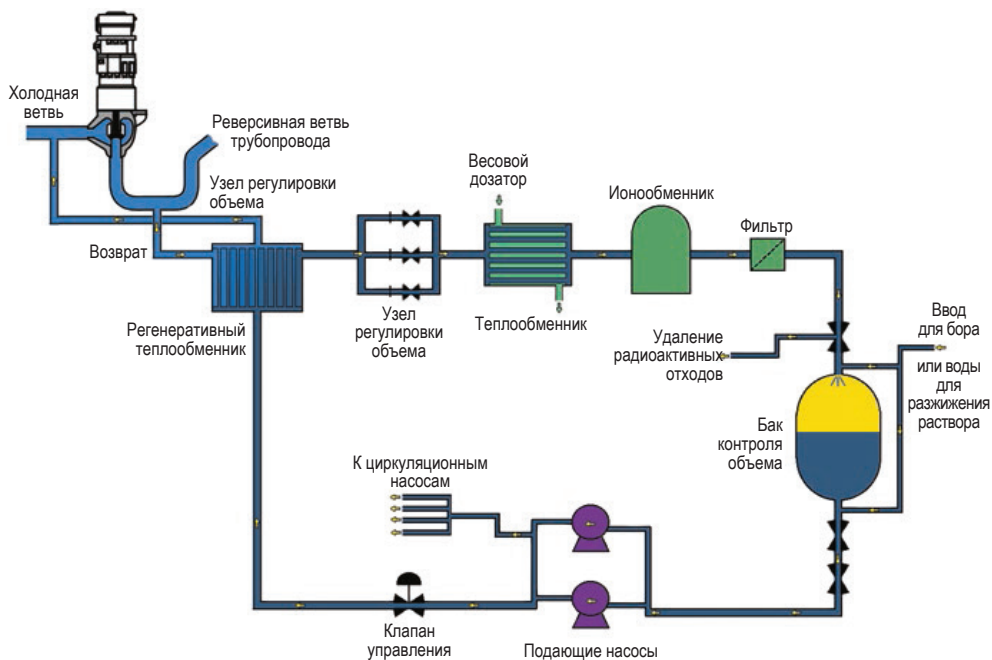


Рис. 7.2 ❖ Система управлением химическим составом и объемом

Начнем с узла регулировки объема. Он соединен с одной из реверсивных вервей реактора и обеспечивает повышенное сопротивление протеканию воды из первичного контура. Каждое из дроссельных устройств в нем содержит много маленьких отверстий в основании. Требуется большое давление, чтобы обеспечить протекание воды через них, и из-за этого происходит большое падение давления, так что давление на выходе узла регулировки объема намного ниже, чем на входе.

Если бы произошло просто уменьшение давления воды при прохождении ее через узел регулировки объема, то имело бы место выделение из нее пара, так как температура превышает точку кипения при этом (пониженном) давлении. По этой причине также требуется охладить воду, поступающую в систему управления химическим составом и объемом. Охлаждение начинается в регенеративном теплообменнике с использованием воды, которая затем направляется в первичный контур. В более распространенной системе

с нерегенеративным теплообменником охлаждающая вода подается в отдельный теплообменник (см. раздел «Компоненты систем охлаждения воды», глава 21). Когда вода охлаждена и ее давление снижено, можно использовать фильтры и ионообменные системы для очистки воды в первичном контуре от любых примесей и растворенных загрязнений, например продуктов коррозии.

Затем вода попадает в большой бак (бак контроля объема), в котором удаляются радиоактивные газы. Бак заполнен водородом, что обеспечивает очень низкое содержание окислителя (кислорода) в воде и уменьшает коррозию в элементах первичного контура. На рисунке показан также ввод для бора или воды для разжижения раствора. В него подается или чистая вода, или раствор борной кислоты. Они попадают в бак контроля объема, откуда могут быть закачаны в систему управления химическим составом и объемом либо по отдельности, либо смешанными для получения требуемой концентрации бора. Добавление чистой воды разжижает воду в первичном контуре. А добавление раствора бора увеличивает его концентрацию. Эти операции так и называют – разжижение и борирование.

Очевидно, что нельзя добавлять в первичный контур воду, если ее там и так слишком много! Другой особенностью системы является путь отвода воды из первичного контура для очищения ее от радиоактивных отходов. Это причина, почему система служит и для удаления излишней воды из первичного контура, оставляя ее столько, сколько нужно.

Наконец, когда вода покидает бак контроля объема, она поступает в подающие насосы. Это насосы очень высокого давления (примерно до 190 бар), и используются они для закачивания воды в каждую из холодных ветвей первичного контура. Они также обеспечивают подачу воды в уплотнительный узел охлаждающего насоса, что мы рассматривали в предыдущей главе. Клапан управления, установленный после подающих насосов, обеспечивает управление количеством воды, подаваемой в первичный контур. Если он открыт, то уровень воды в компенсаторе давления растет, а в баке контроля объема падает. Так или иначе, клапан закрывается.

Давайте рассмотрим некоторые цифры: как вы уже знаете, через первичный контур протекает около 20 т воды в секунду, т. е. столько воды протекает и через ядро реактора. В контрасте с этим находится система управления химическим составом и объемом: через нее 20 т протекает за час, что в тысячи раз меньше. При использовании системы управления химическим составом и объемом можно увеличить или уменьшить концентрацию бора в первичном контуре на 100 ppm (частей на миллион) в течение часа или около того. Нечего об этом много говорить, но обычно при работе на полной мощности потребуется целый день, чтобы изменить концентрацию бора на 2–3 ppm.

Запуск реактора несколько отличается от его каждодневной работы. Вы можете решить, что хотите изменить концентрацию бора на несколько сотен ppm, чтобы достичь условий возникновения критического режима. Это вы делаете до запуска реактора перемещением управляющих стержней, так что воздействовать на реактивность можно только одним способом в каждый момент времени с минимальными шансами ошибиться. Затем вам надо быть готовым изменить концентрацию бора на сотни ppm, если происходит

увеличение мощности. Это все может занять несколько часов, а ваше оборудование должно быть готово к этому.

Вы могли бы делать эти вещи в разной последовательности, но в этом частном случае запуска я собираюсь предположить, что вы используете систему управления химическим составом и объемом для достижения целевой концентрации до перемещения управляющих стержней. Как вы увидите в следующих главах, это может сработать и другим путем.

## 7.5. ПЕРВЫЕ ШАГИ

Нечасто вы соберетесь перемещать управляющие стержни по отдельности – их больше 50, и это потребовало бы времени и усилий. На самом деле управляющие стержни собраны в группы по несколько штук в каждой, располагаемых симметрично в ядре реактора. Вы только планируете переместить пакет стержней в какое-то время. Такая компоновка позволяет обеспечить симметричность выделения энергии в реакторе, т. е. избежать выделения большей части энергии с одной стороны реактора.

Хотя все стержни управления одинаковы, для практических целей их делят на две группы – стержни аварийной защиты и собственно стержни управления. Группа стержней аварийной защиты находится либо в состоянии, когда они полностью введены в реактор (когда реактор заглушен), либо полностью выведены при работе реактора. Они не играют роли в управлении реактором, кроме случаев необходимости его выключения и удержания в этом состоянии. Группа стержней управления используется для управления реактивностью при приближении к критическому режиму. Когда реактор работает с полной мощностью, введено лишь несколько из стержней, в нашем случае меньше половины из группы стержней управления. При этом они введены на 20 см или около того в верхнюю часть реактора. Почему так – мы объясним чуть позже.

Приводной механизм управления стержнями перемещает стержни по шагам. Это связано с расстоянием между зубьями рейфферного механизма на управляющем стержнями валу (и частично с временем срабатывания механизма). Обычно эти шаги могут быть около 15 мм, и более 200 шагов разделяют положения, когда стержни полностью введены в реактор и когда полностью выведены.

В нашем реакторе имеется половина групп управления стержнями аварийной защиты и три группы управляющих стержней. Имеется переключатель выбора каждой группы стержней для включения, но стержни управления в действительности приводятся в движение простым джойстиком (рис. 7.3). Управление реактором иногда кажется таким легким!

Достигнув подходящей концентрации бора, вы начинаете выдвигать группы стержней аварийной защиты по очереди, от полностью введенных до полностью выведенных. Приводной механизм управления стержнями позволяет выполнять это со скоростью около 50 шагов в минуту, так что их полное выведение занимает около 5 мин. Выведение всех шести групп стержней

аварийной защиты занимает 30 мин или около того. Это кажется быстрым? Вспомним, что высота ядра реактора только 4 м, так что стержни выдвигаются не очень далеко.

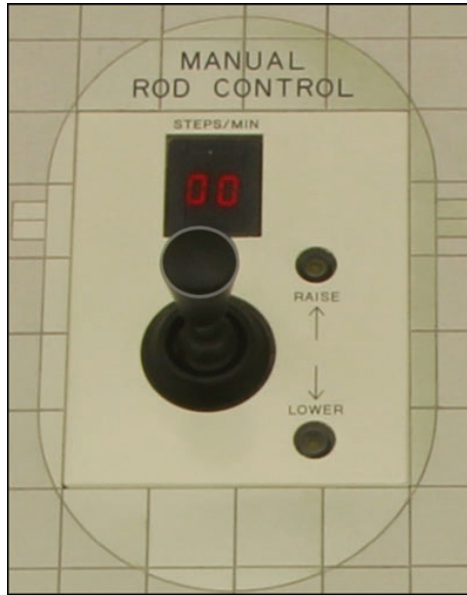


Рис. 7.3 ❖ Джойстик управления стержнями

В зале пульта главного управления вы можете захотеть делать это медленнее. Что будет, если предсказание о приближении критического режима окажется ошибочным? Или данные о концентрации бора окажутся неверными? Это делает важным тщательно проверять реактор перед выведением каждой группы стержней аварийной защиты, чтобы быть уверенным, что критический режим не достигнут неожиданно. А как это сделать? Нужно следить за числом нейтронов, вылетающих из реактора при выведении стержней. Чем больше нейтронов в реакторе, тем больше их вылетит наружу и достигнет счетчика нейтронов.

## 7.6. ПРИБЛИЖЕНИЕ К КРИТИЧЕСКОМУ РЕЖИМУ

Хорошо, сейчас существенный момент. С одной стороны, я говорил, что критичность – это не то, чего надо бояться: это нормально для работающего реактора. Я хочу сказать, что, несмотря на это, к приближению к критическому режиму следует относиться осмотрительно. Дело в том, что выведение стержней управления может увеличить положительную реактивность очень быстро. Если ваши представления о достижении критического режима ошибочны или вы не обратите на это внимание, может получиться, что реактор

войдет в сверхкритический режим до того, как вы поймете, что случилось. Если такое произойдет, скорость выделения энергии окажется очень высокой, и остается надеяться только на автоматическую систему отключения реактора. В лучшем случае вы будете иметь возможность повторить попытку запуска реактора вновь. В худшем случае вы можете получить аварию, связанную с повреждением топливных сборок.

Проблема в том, насколько увеличивается поток нейтронов при приближении к критическому режиму. Нет видимой границы, которую нельзя пересекать. Поток нейтронов, который вы измеряете, зависит от интенсивности «сгорания» топлива, концентрации бора, глубины введения управляющих стержней и калибровки вашего измерительного оборудования (счетчика нейтронов). Ну и какой осторожный подход ко всему этому вы видите?

Помните, что в главе 3, когда мы рассматривали, как изменяется поток нейтронов в реакторе в докритическом режиме, я говорил, что при уменьшении отрицательной реактивности вдвое сигнал с выхода счетчика нейтронов удваивается? Это обстоятельство мы можем использовать с пользой. А что, если построить график зависимости изменения *обратной величины потока нейтронов* (Inverse Count Rate Ratio или ICRR) (1/число нейтронов в единицу времени) от глубины выведения группы управляющих стержней из реактора? Для упрощения восприятия этого графика по оси ординат мерой используем начальное значение потока нейтронов и обозначим его 1.

На рис. 7.4 приведены зависимости потока нейтронов и ICRR от глубины выведения управляющих стержней из реактора.

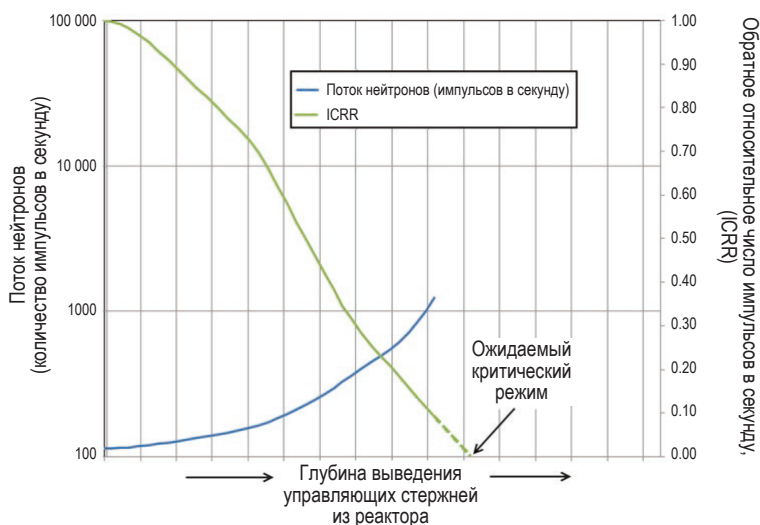


Рис. 7.4 ❖ Предкритический поток нейтронов и обратное к нему отношение

График ICRR всегда начинается со значения 1, как это видно по правой ординате на графике рис. 7.4. Когда стержни управления выдвигаются, реактивность увеличивается, как и поток нейтронов, что отображено на левой ординате на рис. 7.4. При уменьшении дистанции до критического режима

значение ICRR стремится к нулю. Иначе говоря, при достижении половины дистанции до критического режима значение ICRR также уменьшается вдвое (а поток нейтронов удваивается). Если экстраполировать полученный график до оси абсцисс (глубины выведения управляющих стержней из реактора), можно получить предсказание наступления критического режима до того, как это произойдет. Итак, построением графика зависимости ICRR от глубины выведения управляющих стержней из реактора можно определить точку наступления критического режима на ощупь.

Отметим, что график зависимости ICRR от глубины выведения управляющих стержней из реактора не является прямой линией. Это особенно заметно в его левой части. Это связано с тем, что увеличение реактивности при каждом шаге выведения стержней не является линейным. Меньшее изменение реактивности имеет место при глубоком расположении стержней в реакторе, а при их расположении вблизи ядра реактора оно увеличивается, чем и объясняется специфическая форма графика зависимости ICRR от глубины выведения управляющих стержней из реактора.

## 7.7. ОЖИДАНИЕ КРИТИЧЕСКОГО РЕЖИМА

Одна из наиболее частых ошибок, допускаемых операторами даже на тренажерах, – это попытка точно найти точку начала критического режима. Почему это происходит? Потому что развитие критического режима требует значительного времени! Вспомним главу 3, где мы отмечали, что чем ближе к критическому режиму, тем больше времени требуется для достижения потоком нейтронов стационарного значения. Это неприятно, но легко потратить несколько часов до достижения стационарного режима. Да, это морока.

С другой стороны, график ICRR можно экстраполировать, не доходя до точки возникновения критического режима. Это дает возможность определить условия возникновения критического режима. Кстати, при возникновении критического режима небольшая положительная реактивность не является проблемой, и рост выделяемой энергии всегда можно остановить введением управляющих стержней в реактор на несколько шагов. Что же собой представляет желаемая точка стабилизации? Это режим, при котором поток нейтронов только-только обеспечивает критичность. Увеличение мощности следует приостановить при достижении ею значения в несколько десятков тысячных долей процента от номинальной. При мощности около 3 кВт выделяемое тепло намного меньше того, которое может поглотить система охлаждения реактора. При этом появляется возможность проверить все измерительные приборы и убедиться в том, что ни один из них не в порядке. Только после этого можно двигаться дальше. В частности, есть возможность проверить точность предсказания точки возникновения критического режима. Если она в реальности сильно отличается от предсказанной по графику рис. 7.4, то это может указывать на огромные проблемы. Возможно, управляющие стержни были перемещены неправильно, или была допущена ошибка в измерении концентрации бора? Вы должны разобраться с этим, прежде чем двигаться дальше.



## 7.8. УДВОЕННОЕ ВРЕМЯ И СКОРОСТЬ ЗАПУСКА

Сейчас, когда реактор находится в критическом режиме при малой мощности, можно захотеть увеличить ее до более полезного уровня. Это легко. Надо выдвинуть стержни управления на несколько шагов. Режим реактора станет сверхкритическим, и мощность возрастет экспоненциально. Насколько быстрым будет возрастание мощности, зависит от того, насколько глубоко реактор вошел в сверхкритический режим. Итак, какова же мера сверхкритического режима, и как ее измерить?

Традиционным способом измерения скорости возрастания энергии является метод «удвоенного времени». Идея его проста: удвоенное время – это время, за которое мощность реактора возрастет в два раза. Хотя на словах это просто, но на деле выполнить нелегко. Удвоенное время приближается к нулю, если мощность реактора возрастает очень быстро, и бесконечно велико, когда реактор находится в стабильном состоянии. Более того, при снижении мощности это время примет отрицательное значение и станет равно бесконечности при обретении стабильности. Я нахожу, что это трудно распознать...

Для PWR обычно используют более прямой способ определения скорости изменения его мощности. Это называют *скоростью запуска* (Start-Up Rate – SUR), и измеряется она в *декадах за минуту* (Decades Per Minute – DPM). В стабильном состоянии SUR равна нулю, а если мощность возрастает за минуту в 10 раз, говорят, что SUR равна плюс 1 DPM. Если мощность падает в 10 раз за каждую минуту, SUR равна минус 1 DPM. SUR, равная плюс 1, неправдоподобна для реактора, работающего при полной мощности. Но при запуске, когда мощность еще составляет десятки тысячных долей от процента номинальной мощности, SUR в 1 означает, что реактору потребуется 4 мин, чтобы достичь мощности в 1 % от номинальной. Этого времени вполне достаточно, чтобы ввести управляющие стержни обратно. Ограничение в 1 % DPM используется, когда мы увеличиваем мощность реактора до нескольких процентов от номинального значения.

Итак, выведем стержни (за несколько шагов) и остановимся.

## 7.9. И что дальше?

В этой главе было описано, как запустить реактор. Вы его запустили, например, на мощность в несколько процентов от номинальной (скажем, пара 100 МВт). От состояния начала критического режима при очень маленькой мощности для этого потребовалось выдвинуть стержни управления для получения положительного значения SUR.

Однако при увеличении мощности свыше нескольких процентов от номинальной появляются другие проблемы в вашей установке:

- Thot становится выше, чем Tcold, впрочем, в этом нет ничего странного. Реактор сейчас производит много мегаватт тепла, которое должно отводиться через первичный контур реактора;

- скорость выработки пара увеличивается, и требуется увеличивать поток воды, поступающей в парогенератор для обеспечения требуемого ее уровня; это и не удивительно, ведь приходится отводить больше тепла.

Но есть и еще пара проблем:

- увеличение уровня воды в компенсаторе давления;
- значение SUR уменьшается до нуля без изменения положения управляющих стержней.

Все эти явления связаны с достижением состояния, как мы это называем, «точка добавления тепла», т. е. обусловлены ростом температуры. На самом деле они облегчают стабилизацию режима реактора с точностью до нескольких процентов мощности. Мы вернемся к рассмотрению этих эффектов в следующих главах. Но для начала надо рассмотреть проблему измерения мощности, вырабатываемой реактором.



# 8

## Сколько ватт?

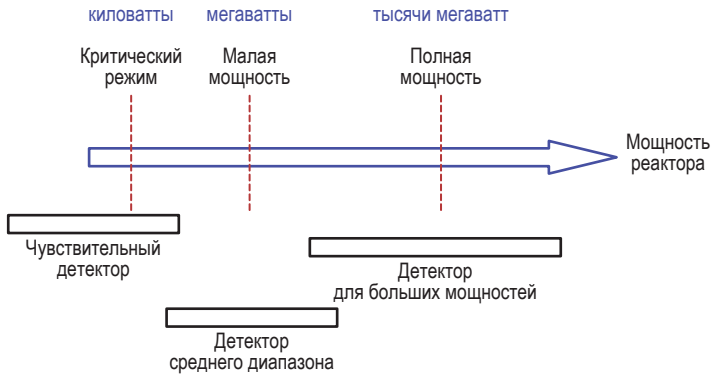
Знание мощности, вырабатываемой реактором, чрезвычайно важно, пожалуй, больше, чем знание скорости автомобиля, которым вы управляете. В автомобиле спидометр отсчитывает, сколько оборотов в единицу времени делает его колесо, а как измерить мощность реактора?

Вы помните, что когда вы ожидали приближения реактора к критическому режиму, то могли определить его реактивность по потоку нейтронов, выходящих через стенки наружу? Так что же ограничивает использование этого пути для измерения мощности реактора?

Теоретически ничего. Чем больше мощность реактора, тем больше нейтронов утечет из него через стенки. Хотя есть проблема практического характера. Спидометр вашего автомобиля может измерять его скорость в диапазоне от нескольких миль в час до, скажем, пары сотен миль в час. Это может оказаться не очень хорошо при попытках измерить скорость в 1 или 0,1 мили в час. Я полагаю, что провалится и попытка измерить скорость 1000 миль в час. Для спидометра самая большая скорость, при которой обеспечивается точность, примерно в 100 раз выше минимальной скорости. Для автомобиля вполне достаточно диапазона измерения скоростей в несколько сотен раз.

А как насчет реактора? Мы видели, что при начале критического режима мощность составляет несколько киловатт, а полная мощность достигает 3500 МВт. Это означает, что полная мощность, грубо говоря, в миллион раз больше наименьшей мощности, которую мы хотим измерить. Если поток нейтронов пропорционален мощности, то и его диапазон изменения достигает миллиона раз. Скажу прямо. Ни один инструмент не обеспечит приемлемой точности в таком диапазоне измеряемых величин.

Но существует простое решение этой проблемы, общепринятое во всем мире. Надо установить несколько измерителей с разной чувствительностью и переключатель между ними. В случае измерения нейтронного потока при приближении к критическому режиму используется высокочувствительный прибор. Другой набор измерителей применяется для измерения в диапазоне от критического режима до достижения мощности в несколько десятков процентов от номинальной. И еще один набор применяется для измерений вплоть до номинальной мощности и немного больше. Это проиллюстрировано на рис. 8.1.



**Рис. 8.1.** Диапазоны применимости разных измерителей

Отметим, что рабочие диапазоны измерителей перекрываются между собой. Это дает возможность вне зависимости от уровня мощности иметь всегда средства точного измерения мощности. Операторы имеют привычку называть эти приборы измерителями потока, так как они измеряют число нейтронов, «вытекших» из реактора (вспомним, что мы использовали аналогичные слова для описания нейтронов, движущихся внутри реактора). Общепринятыми терминами для обозначения диапазонов применения этих измерителей являются источниковый диапазон для самых низких потоков, мощный диапазон для больших потоков (в рабочем режиме) и промежуточный диапазон для потоков между ними. Число диапазонов измерений и их названия могут отличаться на разных установках друг от друга, но принцип остается одним и тем же.

## 8.1. ТРИ ПРОБЛЕМЫ С ПОТОКОМ НЕЙТРОНОВ

Итак, кажется, что проблема решена. Мы просто используем измерение потока нейтронов для определения мощности реактора. К сожалению, есть еще несколько проблем...

Приборы для измерения потока нейтронов очень хороши при использовании для снятия ежеминутных или почасовых показаний. Они имеют очень быстрый отклик на изменение мощности реактора из-за большой скорости движения нейтронов. Современные приборы также очень надежны и хороши, потому что, если они установлены прямо на реакторе, отображают все изменения в нем.

Но вот их дрейф... под которым я имею в виду, что за несколько дней они могут медленно потерять точность и будут давать неверную информацию о мощности. И дело тут не связано с погрешностями приборов. Изменения происходят внутри реактора.

После загрузки реактора свежим топливом или смесью из свежего и частично отработанного топлива существует вероятность, что выделяемая энергия окажется сконцентрирована в центральной части ядра. Это происходит

из-за того, что нейтроны, возникающие вблизи краев ядра могут его покинуть, не вызвав деления ядер урана. Для нейтронов, возникших вблизи центра ядра, вероятность вызвать деление ядер выше, поэтому и уровень выделяемой энергии в центральной части реактора выше, чем у его краев. На рис. 8.2 показано распределение генерируемой в ядре реактора энергии (а следовательно, и потока нейтронов) после его перезагрузки. Показаны также нейтроны, вылетающие наружу.



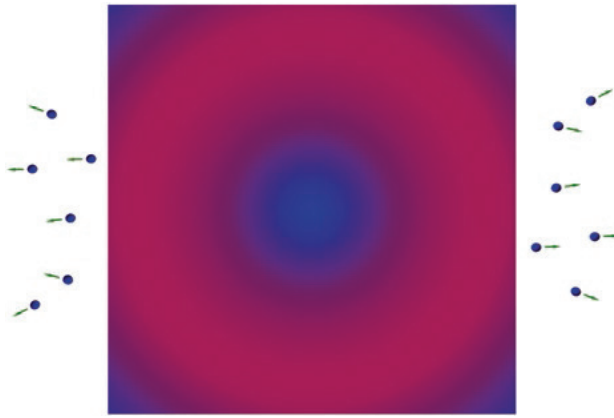
**Рис. 8.2** ❖ Распределение генерируемой в ядре реактора энергии после его перезагрузки

Вспомним, что приборы измеряют поток нейтронов за стенками реактора, а из-за большого слоя воды они не «видят» нейтроны, порожденные вблизи центра ядра. Это означает, что приборы покажут довольно низкий уровень потока нейтронов и генерируемой энергии по сравнению с тем, что имеется на самом деле. Строго говоря, когда я говорю о стенках реактора, надо бы иметь в виду и его верхнюю и нижнюю части, но вряд ли можно установить датчики в этих направлениях, поэтому мы говорим только о боковых стенках.

Теперь посмотрим, что происходит с топливом. Когда имеет место распад атомов U-235 и создание продуктов этого распада, некоторые из них захватывают нейтроны. Это происходит активнее в центральной части ядра, где вырабатывается больше энергии, чем на краях. Со временем – через дни, недели и месяцы – это приведет к уменьшению реактивности центральной части ядра по сравнению с его краями, и форма распределения мощности изменится. Проявится движение выделяемой мощности от центра к краям ядра и увеличение потока нейтронов, которые зарегистрируют приборы (рис. 8.3). При этом общая мощность реактора не меняется.

Если сравнить рис. 8.3 и 8.2, можно увидеть, что поток нейтронов от краев ядра значительно увеличивается. Аппаратура зафиксирует больший, чем раньше, поток нейтронов и, если вы не найдете способ повторной калибровки аппаратуры, вы будете неверно определять мощность реактора. На мощность реактора установлены ограничения (в своде правил), так что на практике это потребует снижения вырабатываемой реактором мощности.

Это будет означать, что электростанция станет производить меньше электричества, и без существенной причины!

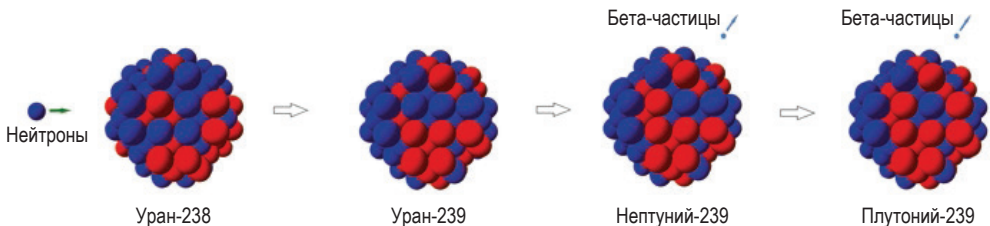


**Рис. 8.3** ❖ Распределение генерируемой в ядре реактора энергии после месяца его эксплуатации

И это только одна проблема. А теперь поговорим о плутонии.

Плутоний-239 (Pu-239) является лучшим топливом по сравнению с U-235. Он производит больше энергии при каждом распаде атома и несколько больше нейтронов. «Но... – как мы уже говорили, – ...мы не применяем плутоний в наших реакторах. Мы загружаем урановое топливо». Да, это правда, но это процесс, в ходе которого мы производим Pu-239.

Как вы помните из предыдущих глав этой книги, большинство нейтронов не вызывает распад новых ядер, только один (в среднем) из двух или трех, возникающих при каждом распаде ядра U-235. Некоторые из других нейтронов покидают реактор, некоторые захватываются стержнями управления или раствором бора, а другие – атомами U-238, который составляет около 95 % реакторного топлива. Атомы U-238, захватив нейтрон, превращаются в атомы U-239. Этот изотоп нестабилен, и его атомы часто через бета-распад (когда нейтрон превращается в электрон и протон) становятся нептунием-239. Нептуний-239 тоже нестабилен, и через бета-распад превращается в плутоний-239. Так атомы U-238, которые распадаются редко, в работающем реакторе оказываются источником Pu-239. Этот процесс показан на рис. 8.4.



**Рис. 8.4** ❖ Производство плутония-239

Все реакторы, работающие на смеси U-235/U-238, дают плутоний, и, конечно, они были первоначально построены для этой цели. Сам плутоний-239 может быть использован для производства ядерного оружия без применения технологии обогащения. Плутоний отделяется от урана химическим путем, если только для этого имеется огромный и очень хорошо защищенный химический завод.

В реакторах PWR в свежем топливе обычно плутония нет (хотя в некоторых установках он используется совместно с ураном в форме смеси окислов). С другой стороны, поработавшее топливо начинает содержать Pu-239, и часть энергии реактора возникает из-за его распада. Этот распад инициируется медленными нейтронами, как и в U-235. В среднем, несмотря на процесс распада Pu-239, его содержание в топливе со временем растет, и чем больше проходит времени между перезагрузками топлива, тем больше в нем накапливается Pu-239 и больше вырабатывается энергии по сравнению с режимом работы со свежим топливом!

Так почему я заговорил о производстве Pu-239 в главе, посвященной измерению мощности реактора? Потому что в среднем быстрые нейтроны, возникающие при распаде Pu-239, движутся быстрее (имеют большую энергию), чем нейтроны, порожденные распадом U-235. Физики называют этот эффект «ужесточение потока», так как быстрые нейтроны ударяют в ядра жестче. Быстрые нейтроны также легче проходят через воду до их замедления и с большой вероятностью «утекают» из реактора. Вы сейчас, возможно, увидели проблему? Чем больше производится плутония (и актов распада его ядер), тем выше поток нейтронов наружу реактора. Это похоже на перераспределение вырабатываемой мощности в ядре, и ужесточение потока задурит ваши измерительные приборы так, что они будут показывать мощность, большую, чем она есть на самом деле.

Кстати, если вы намерены из плутония делать ядерное оружие, можете включать ваш PWR на короткие промежутки времени между перезагрузками топлива. Pu-239 иногда захватывает нейтроны без распада атомов, превращаясь вследствие этого в Pu-240. Этот процесс может приводить к образованию Pu-241, Pu-242 и т. д. Чем выше степень «выгорания» топлива, тем больше этих тяжелых атомов плутония образуется в нем. Я уже говорил, что те, кто делают ядерное оружие, ведут себя непредсказуемо, и поэтому сильно «выгоревшее» топливо из коммерческих PWR редко включается в оружейные программы.

Есть и еще одна проблема, о которой приходится думать.

В первое время после запуска PWR топливо состоит из смеси, включающей несколько процентов U-235 и остальное – U-238. В процессе работы образуется Pu-239, но его недостаточно, чтобы возместить число распадающихся атомов U-235. Реактор вырабатывает продукты распада, некоторые из них способны захватывать нейтроны. Общая реактивность реактора становится тем меньше, чем дольше он работает. Это важный эффект: падение реактивности может достичь 20 000 миллиналов (20 найлов) между перезагрузками топлива (если вы забыли, что такое миллиналы, вернитесь к главе 3).

А сейчас представим себе, что нейтроны, порожденные распадом, замедлились в замедлителе и вернулись назад в топливо. Пока топливо свежее,

примерно 1 атом из 20 в нем является U-235. В поработавшем топливе число атомов U-235 будет меньше (хотя возникновение атомов Pu-239 и несколько компенсирует эту убыль), и нейтроны будут захватываться продуктами распада. В целом шансы возбудить новые акты распада ядер становятся меньше.

Физики называют это явление «уменьшение сечения деления» (если вы хотите его изучать в дальнейшем). Чтобы получить такое же число распадов в секунду для обеспечения исходного уровня мощности, необходимо увеличить поток нейтронов в ядре реактора. В PWR этого можно достичь медленным уменьшением концентрации раствора бора в первичном контуре, что позволит большему числу нейтронов успешно замедлиться и принять участие в работе реактора. В этом случае будет уменьшена отрицательная реактивность, создаваемая бором, и мы сможем сохранить уровень генерируемой мощности даже с частично «выгоревшим» топливом.

К сожалению, чем больше нейтронов будет в реакторе, тем больше их его покинет через стенки. И опять мы сталкиваемся с проблемой, которая вызывает дрейф измерительной аппаратуры.

На этом месте остановимся и подведем итог. Мы увидели, что измерение потока нейтронов, проникающих через стенки реактора, является хорошим мериллом для мощности реактора на коротких отрезках времени, но страдает на длительных промежутках от трех факторов:

- перераспределения выделяемой в ядре мощности в процессе выгорания топлива;
- ужесточения потока из-за Pu-239;
- возрастания потока нейтронов из-за уменьшения сечения деления.

Может быть, найдется другой путь измерения мощности?

## 8.2. Азот-16

В реакторах с водяным охлаждением, таких как PWR, возможен альтернативный способ измерений, основанный на использовании азота-16.

А теперь немного о физике. Вода состоит из молекул  $H_2O$ , и 20 т ее проходит через реактор каждую секунду, так что множество атомов кислорода движется через ядро. Кислород в основном состоит из кислорода-16, в ядре которого имеется 8 протонов и 8 нейтронов. При бомбардировке ядер O-16 быстрыми нейтронами есть небольшой шанс, что они будут захвачены, выбив при этом один протон. Это превращает кислород-16 в азот-16 с 7 протонами и 9 нейтронами. Азот-16 очень нестабилен и через бета-распад превращается обратно в O-16 со временем половины жизни 7 с. Когда это происходит, излучаются гамма-лучи с специфической энергией. Это процесс проиллюстрирован на рис. 8.5.

Напомним, что гамма-лучи, возникающие при распаде N-16, представляют большую опасность, исходящую от воды в первичном контуре PWR или BWR. При этом неважно, где эта вода находится, например в генераторе пара BWR. При работающем реакторе нельзя находиться вблизи трубопроводов первичного контура, даже если сам реактор надежно экранирован. С другой

стороны, малое время жизни N-16 означает, что он весь исчезнет через несколько минут после выключения реактора.

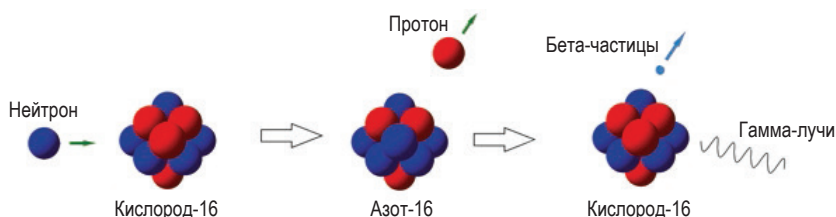


Рис. 8.5 ❖ Зарождение и распад азота-16

N-16 полезен. Множество реакторов PWR оснащены детекторами гамма-излучения, смонтированными на горячей ветви первичного контура охлаждения и настроенными на прием излучения от N-16. Чем больше мощность реактора, тем больше производится N-16 из-за того, что увеличивается количество быстрых нейтронов. Не играет роли, где в реакторе производится энергия, потому что вся вода, идущая через горячую ветвь, проходит и через центр, и через края ядра реактора.

Но (но встречается всегда) возникновение N-16 подвержено воздействию ужесточения потока нейтронов и уменьшения сечения деления. В процессе выгорания топлива для поддержания мощности реактора приходится увеличивать поток нейтронов в нем, что увеличивает интенсивность превращения O-16 в N-16 и возникновения быстрых нейтронов, как при увеличении содержания Pu-239 в ядре. Итак, хотя гамма-излучение от N-16 не подвержено влиянию распределения выделения мощности в реакторе, оно со временем изменяется, как и показания измерительных приборов.

## 8.3. ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ТЕПЛА В ПЕРВИЧНОМ КОНТУРЕ

Попытаемся применить что-нибудь из основ физики. Посмотрим на рис. 8.6.

В реактор поступает охлажденная вода с температурой  $T_{cold}$ , и выходит нагретая вода с температурой  $T_{hot}$ . Можно измерить поток воды в ветвях и узнать общий поток воды. Мы можем определить, сколько тепла потребуется, чтобы увеличить температуру воды на один градус (удельная теплоемкость), так что общее тепло, произведенное реактором (его уровень мощности), может быть вычислено по формуле:

$$\text{Мощность} = (T_{hot} - T_{cold}) \times (\text{Скорость потока}) \times (\text{Удельная теплоемкость}).$$

Этот метод называется калориметрический метод измерения мощности в первичном контуре. Но он не работает.



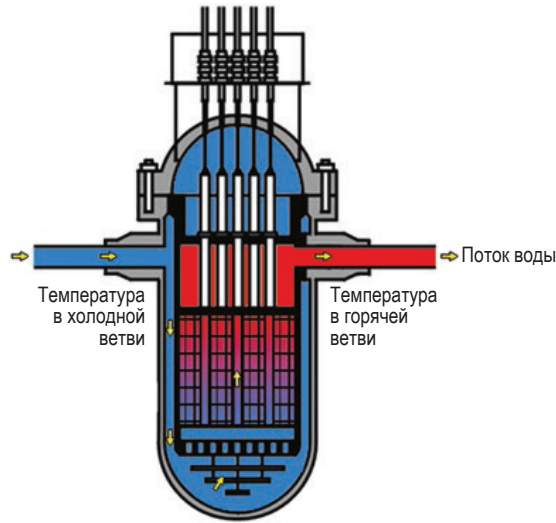


Рис. 8.6 ❖ Первичный контур в разрезе

Ну хорошо, это не совсем верно. Он не обеспечивает высокой точности. Посмотрим на сомножители в формуле. Удельная теплоемкость имеет высокую точность и подтверждена многими тысячами экспериментов по изучению свойств воды. Скорость потока может быть измерена с помощью простых средств, размещенных в ветви контура и откалиброванных с использованием эталонных методов, например ультразвуковых.

Можно подумать, что измерение  $Thot$  и  $Tcold$  – самая простая задача, которая требует только использования точных измерителей температуры. В холодной ветви, где быстрое вращение колеса насоса сильно перемешивает проходящую через него воду, датчик температуры можно разместить в любом месте холодной ветви после насоса, и измерения температуры будут верными для всего потока этой воды.

А с горячей ветвью имеется проблема. Вода, проходя через ядро, омывает разные его части с разным выделением тепла. Выйдя из ядра, вода в горячей ветви перемешивается слабо и вообще имеет тенденцию разделения на более горячую в верхней части ветви и менее горячую в нижней. При этом это распределение не стабильно: слои могут завиваться в движущиеся спирали. В результате любых значений  $Thot$  нельзя считать действительно представительными для горячей ветви.

Проблему усложняет то, что разность температур между водой в горячей и холодной ветвях составляет всего 30 °C. Если ошибка измерений температуры составляет 1 °C, то вносимая погрешность в измерение мощности достигнет 3 %. По этой причине калориметрический метод измерения мощности в первичном контуре оказывается грубым индикатором мощности реактора, и его не следует применять при калибровке оборудования, используемого при измерениях потока нейтронов или гамма-излучения.



Мощность = (Энтальпия пара – Энтальпия подаваемой воды) × (Скорость потока подаваемой воды).

Мы можем сложить мощности четырех парогенераторов и выполнить еще несколько легких корректировок, таких как вычитание тепла, добавленного в первичный контур насосом охлаждения. Тогда при условии стационарного режима работы реактора мощность, полученная для парогенераторов, совпадет с мощностью, вырабатываемой реактором. Возможно, это удивительно, но расчеты на основе калориметрического метода во вторичном контуре, выполненные с помощью компьютера с использованием данных, усредненных за несколько минут, показали, что это самый точный метод измерения мощности реактора с общей погрешностью около  $\pm 1\%$ . Вы можете теперь управлять вашим реактором с использованием калориметрического метода во вторичном контуре с учетом ограничений, установленных в своде правил (которые были утверждены с учетом погрешностей калибровки).

Калориметрический метод во вторичном контуре слишком медленный, чтобы его использовать для целей защиты, но для этого могут быть применены методы измерения потока нейтронов или гамма-излучения. Их применение можно считать корректным, если для их калибровки и подстройки ежедневно (или около того) используются результаты применения калориметрического метода во вторичном контуре. При этом контроль потока нейтронов или гамма-излучения автоматически введет в действие систему отключения реактора в течение нескольких секунд, и можно быть уверенным, что это не произойдет ни слишком рано, ни слишком поздно.

## 8.5. ПОЧЕМУ НЕ РАБОТАЮТ ПРЯМЫЕ СПОСОБЫ ИЗМЕРЕНИЯ ЭЛЕКТРИЧЕСКОЙ МОЩНОСТИ

Как оператор реактора, если вы беседуете с кем-либо об измерении мощности реактора, вы, возможно, получите вопрос: «Почему для определения мощности не используется замер мощности на выходе генераторной турбины?» Ответ состоит в том, что выходная мощность генератора электростанции сильно зависит от условий его нагрузки. При утечке хоть в одном клапане или если барахлит контроллер уровня подаваемой воды, вы увидите сдвиг выходной мощности на несколько мегаватт. По этой причине такие измерения очень ненадежны. С другой стороны, при использовании калориметрического метода во вторичном контуре вы можете обнаружить малые изменения в общей эффективности, и это укажет вам на проблемы в турбине.

## 8.6. НАЗАД, К ДЕЛЕНИЮ

Сейчас, когда мы уверены в знаниях в области измерения мощности реактора, можно ответить на вопрос: сколько делений атомов U-235 требуется

в реакторе, работающем на полной мощности? В начале этой книги мы это затронули, а сейчас я могу разобрать это подробнее.

Согласно ядерной физике, каждое деление атома U-235 высвобождает около 200 МэВ энергии. Это число включает и энергию от распада в свою очередь продуктов распада U-235, которая достигает 6,5 % от общей энергии реактора. Если вы не изучали физику или химию, вы, возможно, не видели раньше МэВ. Так обозначают мегаэлектронвольты, единицу измерения энергии в атомных масштабах. 200 МэВ – это 32 миллионных от миллионных долей джоуля (или  $3,2 \times 10^{-11}$  Дж), что несоизмеримо меньше, чем получается при химических реакциях.

При номинальной мощности PWR 3500 МВ все, что нам остается сделать, это разделить эту общую энергию на энергию единичного распада, и мы получим:

$$(3\,500\,000\,000 \text{ Вт} / 3,2 \times 10^{-11} \text{ Дж}) = 1,1 \times 10^{20} \text{ (распадов в секунду)}.$$

Это аж свыше 100 миллионов миллионов миллионов распадов в секунду. Возможно, ваш PWR содержит 50 000 топливных стержней, собранных в ядре реактора в 200 топливных элементов. Каждый топливный стержень содержит 400 топливных таблеток. Таким образом, в вашем реакторе 20 млн топливных таблеток. При номинальной мощности (в среднем) в каждой таблетке происходит пять триллионов распадов в секунду. Однако вы решились их измерить.

# 9

## Стабильность реактора (часть первая)

Эта глава о стабильности реактора. Это второе из ключевых понятий, о которых я упоминал в начале книги.

Давайте проще: ваш PWR стабилен.

Что я имею в виду под этим? Я имею в виду, например, что, если мощность реактора несколько возрастает, его температура также увеличивается. Если растет температура, влияние изменения реактивности приводит к снижению мощности до исходного значения. То же самое происходит, только наоборот, при снижении мощности. Это как будто к рулевому колесу автомобиля приделана пружина. Автомобиль стремится двигаться по прямому пути, даже если что-то слегка попытается его повернуть.

Большую часть времени эта стабильность делает управление реактором проще. Она удерживает режим работы реактора при постоянной мощности вне зависимости от внешних изменений условий его работы. Но иногда приходится бороться с этой внутренней стабильностью, чтобы заставить реактор выполнить ваше желание. По аналогии с автомобилем: что вы бы сделали, если бы захотели свернуть за угол?

В этой главе я собираюсь объяснить, что физически удерживает реактор стабильным изо дня в день и далее. Я также хочу открыть третью причину стабильности реакторов, имеющую место в PWR, но отсутствующую в некоторых других конструкциях реакторов (и это внесло свой вклад в аварию в Чернобыле в 1986 г.).

### 9.1. ТЕМПЕРАТУРА ТОПЛИВА

Когда мы обсуждали цепную реакцию деления, мы отмечали, что множество нейтронов теряется из-за захвата атомами U-238. U-238 составляет свыше 95 % топлива и может показаться удивительным, что цепная реакция вообще возможна. Объяснение состоит в том, что ядра U-238 имеют хорошие шансы захватить нейтроны, только если у последних подходящие скорости (энергии). Это проиллюстрировано на рис. 9.1, на котором видно, как энергия

нейтронов снижается справа налево (из-за влияния замедлителя) и растет вероятность их захвата ядрами U-238. Однако еще более интересно, что при некоторых энергиях нейтронов их захват намного вероятнее. Это называется «пики резонансного захвата» и может исключить нейтроны из цепной реакции, если они вернутся в топливо после их замедления.

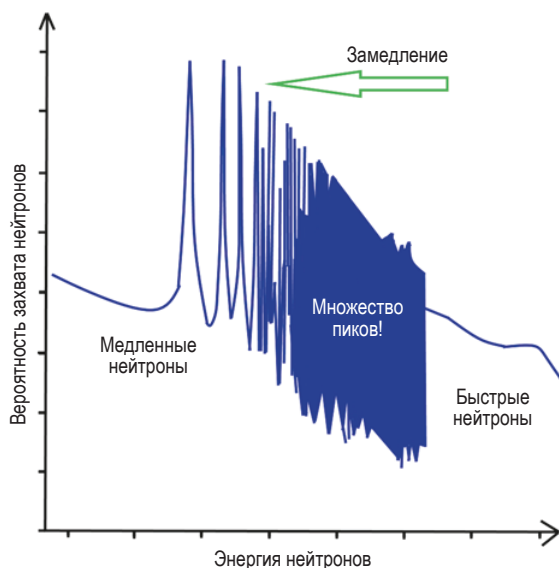


Рис. 9.1. Пики резонансного захвата

Пики на рис. 9.1 выглядят еще показательнее, если обратить внимание на то, что метки на оси ординат даны в логарифмическом масштабе, т. е. вероятность захвата возрастает в 10 раз от метки к метке.

А сейчас еще немного физики. Атомы не находятся в покое. Они вибрируют, и чем они горячее, тем сильнее их вибрация. Если атомы вибрируют, то их ядра должны двигаться. Тогда при движении нейтронов к ядрам с энергией, находящейся даже за пределами пиков резонансного захвата, из-за сложения скоростей нейтронов и ядер нейтроны могут оказаться захвачены ядрами. Этот эффект значительно увеличивает вероятность захвата нейтронов.

С учетом множества вибрирующих атомов U-238 и нейтронов, движущихся в широком диапазоне скоростей, резонансные пики на рис. 9.1 станут шире при увеличении температуры топлива. Другими словами, чем горячее топливо, тем больше будет потеряно нейтронов. Этот эффект продемонстрирован на рис. 9.2 для одного резонансного пика. Строго говоря, пики также становятся короче, но это не заслуживает внимания, так как в топливе очень много атомов U-238.

Иногда можно услышать название «эффект доплеровского расширения». Это связано с тем, что расширение пиков резонансного захвата связано с относительными скоростями ядер U-238 и нейтронов, так же как проявляется

эффект Допплера на звуке движущегося транспортного средства: повышение тона при его приближении к вам и понижение при удалении.

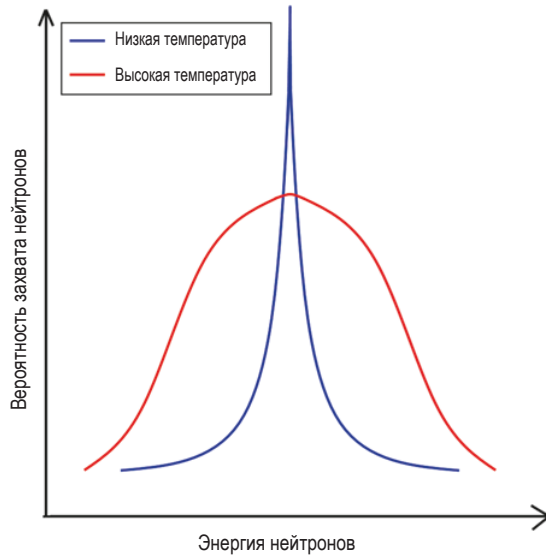


Рис. 9.2 ❖ Расширение пика резонансного захвата

Если связать явление теплового расширения пиков резонансного захвата с цепной реакцией распада, то можно заключить, что при увеличении температуры реактивность уменьшается. Чем горячее топливо, тем сильнее отрицательный эффект. Для типичных условий в PWR этот эффект описывается числом около  $-4$  миллиайла на  $1^\circ\text{C}$  при увеличении температуры топлива. В физике реакторов это называется *температурный коэффициент топлива* (Fuel Temperature Coefficient, или FTC).

$-4$  миллиайла на  $1^\circ\text{C}$  не представляется существенным значением, но это потому, что мы еще не думали о температуре топлива. Как было отмечено в главе 6, температура воды при протекании через реактор растет от  $290^\circ$  в его нижней части до  $325^\circ\text{C}$  в верхней. А какова температура топлива? Тепло передается от топлива в воду, так что оболочка топливных стержней ненамного горячее воды. Однако тепло создается не в оболочках. Оно производится из-за реакции распада в топливе. Топливо должно быть горячее, чем оболочки, чтобы тепло могло поступать наружу (как говорят физики, должен быть температурный градиент, который и создает условия для протекания тепла).

Таблетки топлива сделаны из окиси урана – керамического материала, который очень плохо проводит тепло. Это означает, что для отвода тепла в центре каждой таблетки должна быть очень высокая температура. Другими словами, должен быть резкий температурный градиент поперек каждой из таблеток. При реакторе, работающем на полной мощности, температура в центре таблеток может быть свыше  $1200^\circ\text{C}$ . Даже средняя температура



таблеток, возможно, будет выше  $600\text{ }^{\circ}\text{C}$ . Это видно на рис. 9.3, где красной линией показано распределение температуры поперек топливного стержня, а желтой пунктирной линией – участок проведения замеров.

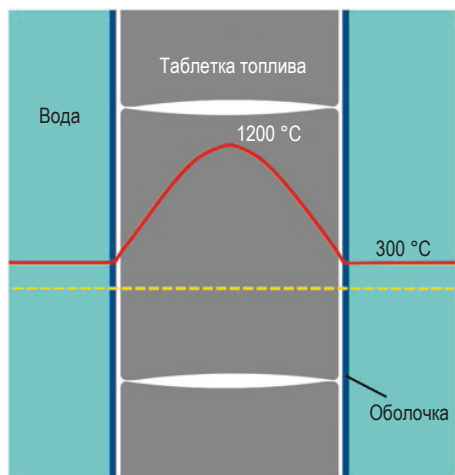


Рис. 9.3. Распределение температуры поперек топливного стержня

Итак, когда мощность реактора от начала критического режима достигнет номинальной, средняя температура топливных таблеток может увеличиться на  $300\text{ }^{\circ}\text{C}$ , хотя  $T_{hot}$  возрастает всего примерно на  $30\text{ }^{\circ}\text{C}$ . Общее снижение реактивности из-за ФТС оказывается значительным, и для его компенсации с целью сохранения уровня вырабатываемой энергии приходится либо вынимать управляющие стержни, либо снижать концентрацию бора в первичном контуре.

Это может показаться неприятным, но это очень важно для обеспечения безопасности. Если случится что-либо нежелательное и температура топлива начнет расти, реактивность ядра станет резко отрицательной, а мощность реактора быстро упадет. Не то ли это, что вы хотели?

## 9.2. ТЕМПЕРАТУРА ЗАМЕДЛИТЕЛЯ

Вода, протекающая через реактор, выполняет две функции. Она отводит тепло от ядра и работает как замедлитель, превращая быстрые нейтроны в медленные, тепловые. Без воды реактор не смог бы работать.

Как и большинство химических веществ, при нагреве вода расширяется. Для воды это немного сложнее, так как самая большая плотность воды достигается при  $4\text{ }^{\circ}\text{C}$  и лед имеет меньшую плотность, чем жидкая вода, но для температур около  $300\text{ }^{\circ}\text{C}$  это не важно. Итак, предположим, что при нагреве вода становится менее плотной. А что будет с реактивностью?

Здесь мы касаемся одного из секретов конструкции реакторов PWR.

В реакторе топливные стержни находятся очень близко друг от друга. Если бы вы захотели иметь лучший реактор, в котором бы нейтроны использовались с большей эффективностью, а реактивность была выше, следовало бы раздвинуть топливные стержни подальше друг от друга.

Когда топливные стержни расположены ближе друг к другу, чем в идеальном реакторе, нейтроны в среднем замедляются меньше, чем могли бы. Физики описывают такой реактор как реактор с недостаточным замедлением. Если вы помните, в главе 6 я описывал материал, из которого изготовлены стержни управления (серебро-индий-кадмий) и который способен захватывать нейтроны с широким диапазоном их скоростей (энергий). Сейчас вы увидите, почему это важно. Одним из свойств реактора с недостаточным замедлением является то, что в нем много нейтронов, замедлившихся недостаточно.

Одной из причин конструирования реакторов PWR с недостаточным замедлением является обеспечение их стабильности. Предположим, что по каким-то причинам у работающего реактора повысилась мощность. При этом станет выделяться больше тепла, передаваемого в воду, она будет горячее и расширится. А число молекул воды между топливными элементами уменьшится, и вода станет менее эффективна как замедлитель нейтронов. Таким образом, из начального состояния с недостаточным замедлением нейтронов нагрев приведет к еще меньшему их замедлению. В конечном результате увеличение температуры воды приведет к уменьшению реактивности (рис. 9.4). Отметим, что расстояние между топливными стержнями на этом рисунке преувеличено.

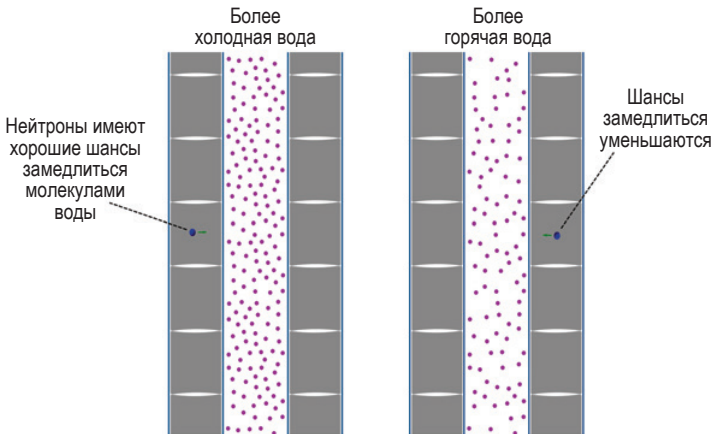


Рис. 9.4 ❖ Температурный коэффициент замедлителя

Это сильный эффект. Для чистой воды *температурный коэффициент замедлителя* (Moderator Temperature Coefficient – MTC) составляет –60 миллиналов на 1 °C. Но если реактор сконструирован как «идеальный» и топливные стержни в нем расположены вдали друг от друга, нельзя гарантировать проявление этого эффекта во всех условиях.

Я признаю, что с температурным коэффициентом замедлителя есть некоторые трудности. Выше мы рассматривали МТС для чистой воды, но в реакторе охлаждающая вода содержит растворенный бор. Бор добавляется в воду для захвата нейтронов и используется для управления реактивностью, как и стержни управления. Как показано на рис. 9.4, чем горячее вода, тем ниже ее плотность. Но чем меньше молекул воды между топливными стержнями, тем меньше и атомов бора. Уменьшение бора влечет за собой уменьшение ими поглощения нейтронов. При этом на реактивность реактора оказывается влияние, обратное снижению плотности воды, и суммарное изменение МТС становится менее отрицательным, чем для чистой воды.

В начале рабочего цикла при свежем топливе в реакторе требуется довольно много бора. Когда топливо выгорает и реактивность ядра снижается, необходимо для компенсации снижения мощности уменьшить концентрацию бора. Более детально эти вопросы будут рассмотрены в следующих главах. Что следует знать пока – это то, что при высоком содержании бора в начале рабочего цикла МТС близок к нулю, а в конце цикла при малой концентрации бора становится выраженно отрицательным. Изменение МТС в течение рабочего цикла диктует необходимость для расчета МТС знать, на каком участке рабочего цикла находится реактор.

### 9.3. Это PWR, и он стабилен

Оба температурных коэффициента, и топлива (FTC) и замедлителя (МТС), имеют отрицательные значения. Иными словами, они оба вызывают спад реактивности при росте температуры. FTC обычно оказывает меньшее влияние, чем МТС, зато характеризуется быстрым откликом на изменение температуры топлива. МТС реагирует медленнее, потому что теплу требуется время, чтобы от топлива достичь воды, но его влияние на реактивность может быть намного больше, чем FTC. (Я знаю, выглядит очевидным, что МТС намного отрицательнее, чем FTC, но вспомним, что средняя температура топлива изменяется намного больше, чем температура воды.)

Если реактивность уменьшается при росте температуры, мощность будет падать. Это приведет к снижению температуры, что в свою очередь вернет реактивность к нулевому значению. При падении температуры реактивность будет расти, мощность увеличиваться, и температура вернется к ее исходному значению. Реактивность также вернется к нулю.

Это система с отрицательной обратной связью. Такие системы самостабилизируются. PWR способен работать при постоянной мощности днями без использования стержней регулировки за счет стабилизации его режима температурными эффектами.

Считаю необходимым отметить, что существует ряд конструкций реакторов с положительным температурным коэффициентом замедлителя, включая множество в Великобритании, в которых в качестве замедлителя применяется графит (*усовершенствованный газоохлаждаемый реактор* (advanced gas-cooled reactor – AGR)). Об этом см. главу 22. Такие реакторы легко

управляются, если замедлитель долго нагревается и охлаждается, а охладитель проявляет незначительный замедляющий эффект. Они проявляют стабильность на коротких временных отрезках (благодаря их отрицательному FTS) и не стабильны в долгосрочном плане (из-за положительного MTC), давая время системе управления и оператору вмешаться в работу реактора.

## 9.4. Другой КОЭФФИЦИЕНТ

Физики, управляющие реактором, подобны еще одному коэффициенту. И даже более того. Я не собираюсь беспокоиться о большинстве из них, если только они не вмешиваются в управление вашим реактором. Это только потому, что я собираюсь объяснить, какую это сыграло важную роль при катастрофе реактора в Чернобыле.

Мы знаем, что плотность воды уменьшается при ее нагреве. В экстремальных случаях начинается кипение. Когда вода превращается в пар, ее плотность уменьшается примерно в 1000 раз. По сравнению с водой пар является плохим замедлителем нейтронов и не применяется для этой цели, так что можно ожидать существенного изменения реактивности ядра реактора при начале кипения воды.

Мерой изменения реактивности в ядре PWR при кипении воды является *паровой коэффициент реактивности* (Void Coefficient). Его единицы измерения слегка отличаются от MTC и FTS и часто записываются в форме «милли-найл на %» где проценты указывают на количество воды, превратившейся в пар. В PWR паровой коэффициент реактивности строго отрицательный и обычно превышает –100 миллинайл на %. Другими словами, если в PWR начнется при работе сильное кипение, его мощность упадет, как кирпич. Я считаю это вполне обнадеживающим.

Кстати, это такой сильный эффект, что он может быть вполне осмысленно использован для управления уровнем мощности в *реакторах с кипящей водой* (Boiling Water Reactor – BWR). С реакторами типа BWR мы еще встретимся в главе 22. В отличие от этого в реакторах AGR в качестве охладителя используется углекислый газ. Так как углекислый газ обладает очень малыми свойствами замедлять или поглощать нейтроны, для реакторов AGR паровой коэффициент реактивности отсутствует.

## 9.5. ЧЕРНОБЫЛЬСКИЙ РЕАКТОР № 4, 26 АПРЕЛЯ

Некоторые детали в кратком описании катастрофы соответствуют «наилучшим предположениям». Они основаны на последовавшем моделировании и опыте эксплуатации других подобных реакторов (известных как РБМК). О Чернобыле уже написано множество книг – как документальных, так и художественных, – каждая из которых отличается точкой зрения и иногда несовпадением деталей. По этой причине я не собираюсь пересказать здесь чернобыльскую историю целиком, а сделаю упор на физических явлениях,

с которыми мы знакомимся в этой главе. В особенности следует отметить, что положительный паровой коэффициент реактивности был единственной и наиболее важной причиной, вызвавшей катастрофу.

Вы прочитали это правильно. Чернобыльский реактор реально имел существенный положительный паровой коэффициент реактивности при работе на малой мощности с почти полностью выдвинутыми стержнями управления.

Почему?

Как вы увидите в главе 22, в конструкции чернобыльского реактора использовалась для охлаждения кипящая вода и графитовый замедлитель, при этом топливо и вода были отделены от графита в трубах высокого давления. Это предназначалось для того, чтобы было возможно (в теории) удалить охлаждающую воду и еще сохранить реактор в жизнеспособном состоянии (при отсутствии охлаждения). Удаление воды удаляет также значительную часть поглотителя нейтронов, не влияя на графитовый замедлитель.

Так, при малой мощности реактор РБМК содержит много воды с температурой еще ниже точки кипения, а небольшое повышение мощности и температуры будет усиливать кипение. Это будет снижать захват нейтронов и придаст реактору положительную реактивность. Это в свою очередь вызовет рост мощности и температуры и усиление кипения воды. Так получается механизм положительной обратной связи – положительный паровой коэффициент реактивности.

Катастрофа утром при испытаниях на чернобыльском реакторе № 4 развивалась именно по этому сценарию. Мощность была снижена перед испытаниями до значения, при котором кипение воды прекратилось. Отрицательная реактивность из-за уменьшения количества пузырьков пара в охлаждающей воде «заглушила» реактор. Для компенсации этого и с целью попытки увеличить мощность реактора до уровня, при котором планировалось проводить испытания, операторы вывели стержни управления на много большую величину, чем это обычно разрешалось.

Планировавшиеся испытания включали отключение турбины от реактора и использование энергии вращения ее вала по инерции для питания циркуляционного насоса охлаждающей воды через ядро реактора. К несчастью, когда эти испытания начались при этой малой мощности, уменьшенный по сравнению с нормальным поток охлаждающей воды вызвал немедленное ее закипание в ядре. Из-за того что паровой коэффициент реактивности принял большое положительное значение, мощность реактора возросла очень быстро. Операторы попытались ввести стержни управления, чтобы воспрепятствовать этому росту мощности. Однако это не помогло, так как в РБМК стержни управления движутся очень медленно, а на их нижних концах установлены графитовые наконечники. Введение стержней управления от их состояния сильного выведения на деле вызвало увеличение количества замедлителя, участвующего в реакции, из-за попадания графита к центру ядра.

Очень быстрый рост мощности реактора привел к разрушению топливных стержней и попадание окиси урана в охлаждающую воду. Это вызвало усиление кипения воды. Реактивность увеличилась так сильно, что реактор достиг и превысил критичность по мгновенным нейтронам (глава 4). Было

установлено, что мощность реактора достигла 30 000 МВт, что в десять раз превышает его расчетную номинальную мощность.

Пар выделялся так быстро, что была сорвана крышка реактора весом в 1000 т. Следом за «паровым взрывом» последовал второй взрыв, возможно, вызванный воспламенением водорода, появившегося из-за химической реакции между горячим топливом и паром. Взорвавшиеся горячий графит и топливо затем вызвали пожар, распространивший большое количество радиоактивных продуктов распада в окружающую среду – последствия загрязнений, для устранения которых потребуются много лет.

## 9.6. ПОМНИТЕ, ЧТО У ВАС PWR

Этого не может случиться с вашим PWR. Ваш PWR от природы стабилен и имеет большой отрицательный паровой коэффициент реактивности. Любое заметное кипение в PWR быстро снизит мощность реактора, но не увеличит ее.

# 10

## Что можно сделать со всем этим паром

Я собираюсь объяснить, как с пользой использовать тепло, получаемое из первичного контура. Эта глава включает немного техники, но вам следует понять, куда же направляется пар. Как вы увидите позже, это оказывает удивительно сильное влияние на реактор. Как показано на рис. 10.1, во вторичном контуре сначала пар из парогенератора поступает к турбине, а затем, после конденсации, через питательный насос в форме воды подается обратно в парогенератор.

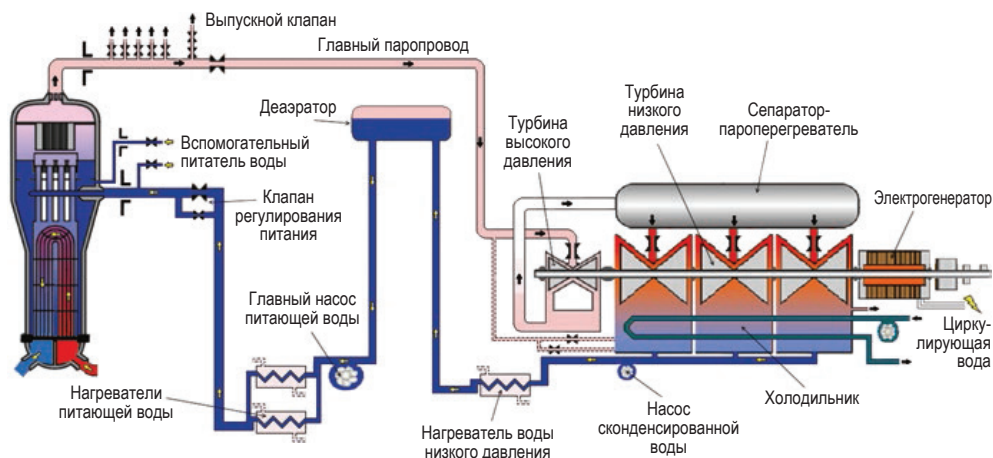


Рис. 10.1 ❖ Вторичный контур

### 10.1. ПАРОГЕНЕРАТОР: ВЗГЛЯД С ДРУГОЙ СТОРОНЫ...

Начнем с иного, чем раньше, взгляда на парогенератор (SG). Когда мы изучали первичный контур, наше внимание было сосредоточено на трубках, через которые протекает вода в первичном контуре. Вы помните, что во вторичном



контуре вода, протекая через трубы, закипает и превращается в пар. Это происходит потому, что давление во вторичном контуре ниже, чем в первичном. При полной мощности во вторичном контуре вода и пар находятся при давлении около 69 бар и температуре 285 °C ( $T_{\text{steam}}$ ). Это примерно на 7 °C ниже, чем температура в холодной ветви первичного контура ( $T_{\text{cold}}$ ), и эта разность температур создает движение тепла через теплообменник. На рис. 10.2 приведен эскиз парогенератора в разрезе.

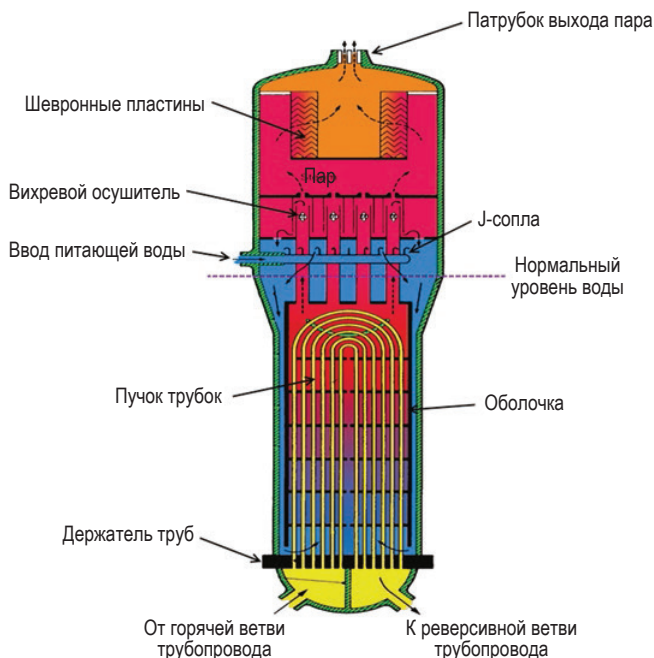


Рис. 10.2 ❖ Парогенератор в разрезе

Во вторичной ветви парогенератора содержится смесь воды и пара. На дне теплообменника находится в основном вода. Ко времени, когда она достигает выхода в верхней части парогенератора, получается смесь из примерно 25 % пара и 75 % воды. Существование смеси пара и воды возможно только при условиях, соответствующих кривой насыщения, как мы видели в главе 2. Мы к этому еще вернемся, когда вновь будем рассматривать стабильность реакторов, для которой пароводяная смесь имеет неожиданное значение.

Распространенная ошибка – думать, что в трубопроводах снаружи парогенератора используются насосы. Нет, во вторичной ветви парогенератора применяется только естественная конвекция. Вода горячее и имеет меньшую плотность внутри пачки труб (особенно когда в ней содержатся пузырьки пара), она движется вверх, в то время как более холодная вода стремится вниз по их окружности. Чтобы сделать циркуляцию более эффективной, пачка труб окружена оболочкой, которая разделяет горячие (восходящие) и холодные (нисходящие) потоки.

Смесь из 75 % воды и 25 % пара не годится для подачи на турбину (для этого требуется только пар), так что следующим действием в парогенераторе является отделение пара от воды и его осушение. В некоторых электростанциях это выполняется с помощью дополнительного нагрева, но в нашем парогенераторе используется механический процесс, как показано на рис. 10.2. Сначала пароводяная смесь проходит через вихревой сепаратор. Он представляет собой неподвижный пропеллер, помещенный в вертикальной трубе. Когда пароводяная смесь проходит через эту трубу, она закручивается направляющим аппаратом. Капли воды при этом отбрасываются к стенкам трубы, откуда они падают вниз и соединяются с холодной водой, протекающей снаружи оболочки.

Затем частично осушенный пар подается в осушитель с пластинами шеврона. В нем пар периодически меняет направление движения, проходя через зигзагообразные отверстия. Любые оставшиеся капли воды прилипают к стенкам этих отверстий, а осушенный пар проходит насквозь. Трудно поверить, что это эффективный процесс, но это так. Начиная с влажности пароводяной смеси с содержанием 75 % воды, на выходе осушителя с пластинами шеврона содержание воды снижается до менее 0,5 %. Можно сказать, что каждая капля воды в среднем циркулирует в парогенераторе 4 раза, прежде чем превратится в пар.

Для обеспечения получения большого количества пара необходимо постоянно питать парогенератор водой. При малых мощностях для питания используется вода непосредственно из бака-хранилища с помощью вспомогательного питающего насоса. При полной мощности воду для питания парогенератора следует предварительно подогреть, а подача ее осуществляется с помощью главного питательного насоса (подробнее об этом чуть позже). А сколько должно быть этой воды? При полной мощности каждый парогенератор превращает в пар около половины тонны воды каждую секунду. Так как питающая система обслуживает четыре парогенератора, то для обеспечения стабильного уровня воды в них требуется максимальная производительность главного насоса около 2 т в секунду.

Питающая вода закачивается в верхнюю часть оболочки через сопла, имеющие J-образную форму, так что она равномерно распределяется, но отметим, что ее поток мал по сравнению потоком воды, циркулирующим в парогенераторе. Измерить уровень воды в условиях ее смеси с паром в трубках парогенератора трудно, да и не нужно. Взамен этого измеряют уровень воды в холодной ветви системы вне парогенератора и выше оболочки. На рис. 10.2 я отметил нормальный уровень воды, так что вы можете увидеть, что я имею в виду.

## 10.2. ГЛАВНЫЙ ПАРОПРОВОД

Сейчас, когда вы поняли, как парогенератор создает пар, захотите узнать, куда он идет. Пар покидает парогенераторы через патрубки в их верхних частях, а затем движется по главному паропроводу (при полной мощности со скоростью свыше 60 миль в час). Трубы главного паропровода прохо-

дят через стены реакторного здания через тщательно сконструированные переходы. Проблема состоит в том, что пар имеет температуру 285 °С, и во избежание повреждения бетона в стенах необходимо исключить тепловой контакт между трубами и стенами. На рис. 10.3 приведен эскиз участка главного паропровода.

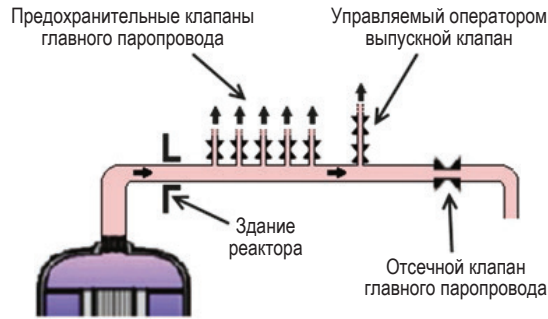


Рис. 10.3 ❖ Участок главного паропровода

На заре развития паровых машин имели место очень неприятные случаи, когда в паровых котлах возникало чрезмерно высокое давление и они взрывались. При этих взрывах высвобождалось большое количество пара, но еще важнее, что куски парового котла разлетались очень далеко и очень быстро. Результат часто был фатален. Такие случаи повлекли за собой введение в системы аварийных клапанов, которые автоматически стравливали пар из котла, если его давление становилось чересчур высоким. В PWR используются аналогичные решения. В первичном контуре аварийные клапаны нескольких различных конструкций установлены на патрубках в верхней части системы поддержки избыточного давления. Во вторичном контуре аварийные клапаны (их называют *аварийные клапаны главного паропровода* – Main Steam Safety Valves, MSSV) устанавливаются на каждой трубе паропровода снаружи здания реактора. Так как между парогенератором и MSSV других клапанов нет, именно последние служат для предупреждения чрезмерного давления во вторичном контуре. Находясь вне здания реактора, MSSV выпускают излишний пар через вентиляционные трубы прямо в атмосферу.

В PWR имеются выпускные клапаны главного паропровода двух типов. Примерно половина MSSV на каждой трубе главного паропровода и один общий *управляемый выпускной клапан* (Power Operated Relief Valve – PORV). Каждый из MSSV удерживается в закрытом состоянии большой пружиной и открывается, только если давление станет достаточным, чтобы преодолеть усилие пружины. Эти клапаны весят примерно 1/3 т каждый, так что пружины в них действительно большие. Как правило, MSSV не должны открываться, пока давление не превысит 80 бар, хотя пружины в них настроены немного по-разному. Зачем такие сложности? Затем, чтобы гарантировать, что при чрезмерном давлении откроется минимальное число MSSV, и уменьшить риск, что клапан «заест» в открытом состоянии. При множестве маленьких клапанов эффект от залипания открытого клапана будет уменьшен.

PORV несколько отличается от MSSV. Он только один на трубу главного паропровода, но, кроме пружины, он может управляться оператором с изменяемым порогом открывания. Обычно этот порог устанавливается немного ниже, чем порог открывания первого MSSV. Позже мы увидим, почему PORV важен при сбросе пара и охлаждении первичного контура.

Последнее, что мы рассмотрим в разделе, касающемся главного паропровода, – это отсечной клапан главного паропровода. Когда все четыре MSIV закрыты, каждый из парогенераторов оказывается изолированным от остальных. По этой причине каждая ветвь главного паропровода имеет свой собственный набор MSSV и PORV. Если угодно, MSIV отмечает конец «ядерной» части на ветвях паропровода. После этой точки паровые трубы точно такие же, как в обычных трубопроводах на неядерных электростанциях.

## 10.3. ПАРОВЫЕ ТУРБИНЫ

Это не книга о паровых турбинах. Существует множество других источников информации по этому вопросу, если вы хотите его изучить более детально (например, поищите что-нибудь про пароход «Турбиния» (Turbinia); вам понравится). Взамен этого я собираюсь представить обзор о том, как турбина будет работать на вас.

С PWR используется один большой набор турбина-генератор. Турбина приводится в движение паром. Соединенный с турбиной генератор вырабатывает электричество. Маленькие турбины (скажем, на мощность менее 700 МВт) должны быть синхронизированы с сетью и вращаться с соответствующей скоростью. Другими словами, если как в Великобритании в сети частота переменного тока 50 Гц (50 периодов в секунду), то и в турбине частота вращения должна быть 50 периодов в секунду, или 3000 оборотов в минуту (об/мин). Это производит сильное впечатление с учетом того, что вращающаяся часть весит больше 300 т, а лопатки турбины движутся со скоростью вдвое выше скорости звука. Еще более впечатляющим является то, что они могут это делать в течение множества лет без остановок. Паровые турбины применяются свыше 130 лет и являются очень надежными машинами, как вы позже увидите.

Существуют некоторые практические ограничения на то, насколько большими можно делать турбины. Турбину мощностью 1200 МВт со скоростью вращения 3000 об/мин строить очень дорого. Силы, воздействующие на лопатки турбины при мощности 600–700 МВт настолько велики, что делает необходимым конструировать такие турбины очень прочными. Вместо этого большие турбины, включая нашу, обычно работают на скорости, соответствующей половине сетевой частоты. Для Великобритании это 25 Гц, или 1500 об/мин. Обмотки намотаны специальным образом, а число магнитных полюсов удвоено по сравнению с машинами, работающими при 3000 об/мин, так что в результате генератор вырабатывает электричество с частотой 50 Гц.

Обычно, когда вы слышите о турбине, вы представляете себе ряд лопастей, расположенных на валу. Если с одной стороны подать пар, то он будет толкать

каждый ряд пластин, приводя к вращению вала. Изобретатели первых турбин так их и делали, потому что это очень простое решение... Но уже первый ряд лопастей вызывает завихрение потока пара. По этой причине второй ряд лопаток получает намного меньшее усилие вращения. Чтобы получить полезную энергию от всех рядов лопастей, требуется выпрямить поток пара между рядами движущихся лопастей. Это осуществляется введением неподвижных рядов лопастей, соединенных с корпусом турбины в промежутки между вращающимися рядами лопастей.

Далее, следует помнить, что, передавая свою энергию на вал, пар теряет температуру и давление. Когда давление падает, пар расширяется. Это означает, что корпус турбины следует исполнять в форме, подобной конусу, с увеличением размеров лопастей в каждом последующем ряду, что дает возможность полнее использовать расширяющийся пар.

На рис. 10.4 дан эскиз паровой турбины в разрезе. В этой конструкции реализованы идеи, приведенные выше. На рисунке видны вал, вращающиеся и неподвижные лопасти, по два набора каждый.

Понятно, что требуется герметизация вала. В противном случае пар будет утекать наружу вместо того, чтобы толкать лопасти турбины. На рис. 10.4 показана общепринятая для большинства больших турбин герметизация с помощью сальника, в который подается пар – немного внутрь корпуса, немного наружу, – обеспечивающий герметизацию при работе (слегка похоже на принцип герметизации вала насоса системы охлаждения реактора).

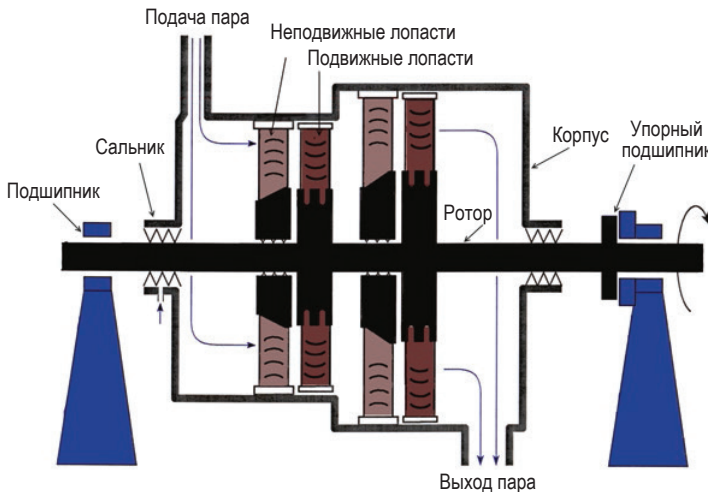


Рис. 10.4 ❖ Простейшая паровая турбина

В заключение отметим, что пар не только толкает лопасти, придавая вращение валу, но и толкает сам вал. При построении турбины, показанной на рис. 10.4, необходимо установить подшипник позади набора лопастей, способный противостоять осевому усилию на валу (упорный подшипник). Взамен этого в более распространенных конструкциях мощных паровых турбин ис-



пользуется два набора лопастей, ориентированных в противоположном друг другу направлении. В отличие от турбины, показанной на рис. 10.4, в этом случае пар подается в центр турбины и расширяется в обоих направлениях, компенсируя осевые силы. Мы с вами разобрались, как сконструирована реальная турбина высокого давления (High Pressure (HP) Turbine).

## 10.4. Турбина высокого давления

Пар проходит через ветви главного паропровода и затем через набор клапанов (отсечной и регулирующий клапаны), после чего проходит на лопатки НР-турбины. Регулирующие клапаны служат для управления объемом проходящего пара. Отсечной клапан является быстродействующим и используется только для изоляции турбины от поступающего пара, например когда вы хотите отключить турбину.

На рис. 10.5 приведена фотография набора подвижных пластин в процессе их технического обслуживания на турбине мощностью 600 МВт. Размеры этого узла можно оценить, сопоставив их с размерами ограждения в левой части фотографии. Наша НР-турбина больше этой, но имеет очень похожую форму.

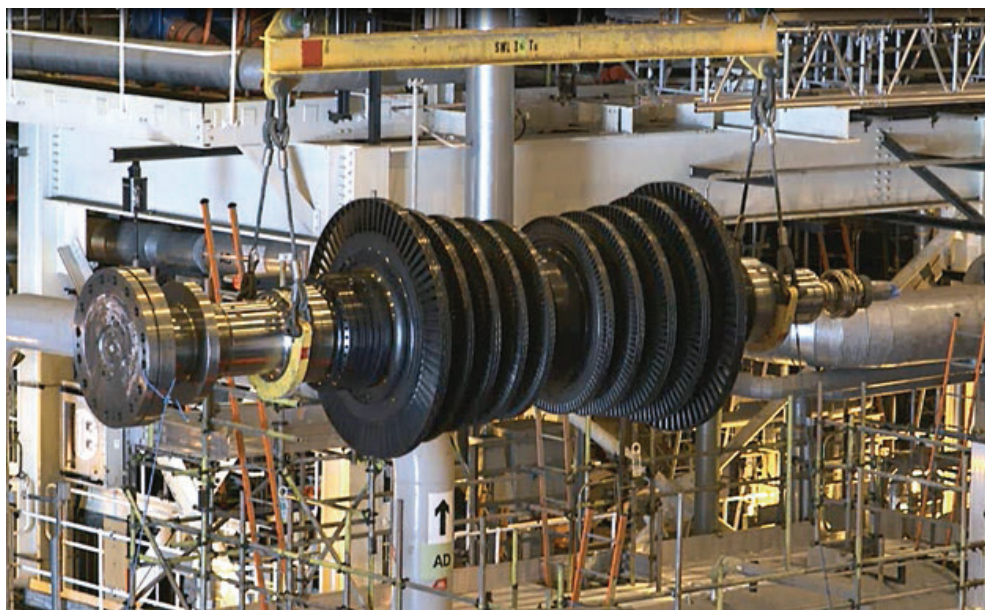


Рис. 10.5 ❖ Лопасты турбины высокого давления

Напомним, что пар поступает в центральную часть турбины и расширяется в обоих направлениях, вызывая вращение вала и балансируя осевые усилия.

## 10.5. ПОВТОРНОЕ ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ПАРА

После прохождения через НР-турбину пар охлаждается, его давление снижается, и он становится более влажным. Теоретически его можно направить прямо в другую паровую турбину намного большего размера... Но она не прослужит достаточно долго. Капли воды, попадая на лопасти, вращающиеся со скоростью 1500 об/мин, могут вызвать их повреждения. В реальности требуется подогреть используемый пар, осушив его при этом. Направление этого пара назад в парогенератор для повторного подогрева потребовало бы введения в систему дополнительного сложного трубопровода, так что в PWR используется другой путь.

Небольшое количество пара из главного паропровода (горячего пара) отводится в теплообменник, используемый для повторного подогрева пара, прошедшего через НР-турбину. Чтобы повысить эффективность этого процесса, часть пара ответвляется от НР-турбины перед направлением в другую секцию теплообменника. Обе секции размещаются в баке, причем пар, отработанный в НР-турбине, поступает в теплообменник после того, как он проходит через второй набор осушителя на пластинах шеврона, как это можно увидеть на рис. 10.6. Эта система называется сепаратор-перегреватель пара и является общепринятой в PWR, в которых производится относительно большое количество пара с низкими температурой и давлением.

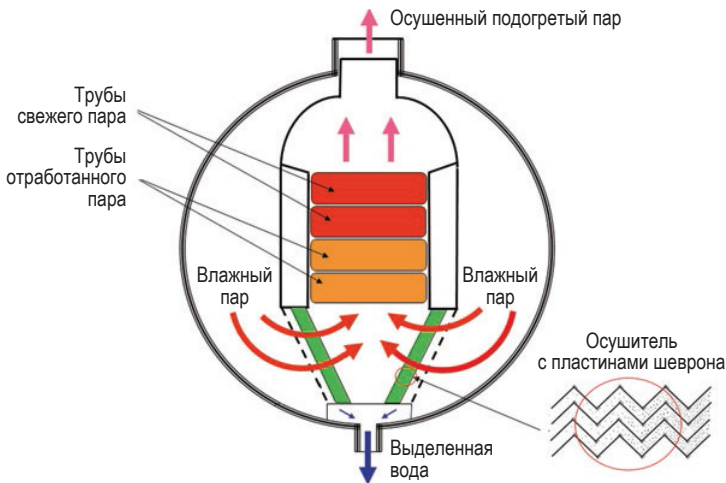


Рис. 10.6 ❖ Сепаратор-перегреватель пара в разрезе

Теперь, когда пар повторно подогрет, он проходит через набор отсечных и регулирующих клапанов, перед тем как поступить на большого размера турбину низкого давления (Low Pressure (LP) Turbine), рис. 10.7. LP-турбина намного больше, чем НР-турбина, так как пар, проходя через НР-турбину, расширяется. На практике LP-турбин, соединенных с тем же валом, что и у НР-турбины, только согласованных с объемом пара, обычно используется боль-



ше одной. И снова пар проходит через ряды неподвижных и подвижных пластин, вращая вал, как и у НР-турбины.



Рис. 10.7 ❖ Лопasti турбины низкого давления

## 10.6. Холодильник

В маленьких турбинах пар иногда после прохождения через LP-турбину выпускается прямо в атмосферу. В больших турбинах при этом возникает две проблемы. Во-первых, требуется пополнять потерю воды, и эта вода должна быть очищена и обработана для уменьшения коррозии во вторичном контуре, что может быть дорого. Во-вторых, существует ограничение на степень расширения пара при его прохождении через LP-турбину. Он не может расшириться до давления ниже 1 бар (атмосферное давление), потому что иначе он бы не смог выйти в атмосферу. Эти факторы серьезно влияют на энергию, которую можно забрать из пара.

Взамен этого в больших турбинах, таких как мы рассматриваем, в систему входит *холодильник* (Condenser). В технических терминах это огромный бак с охлаждающими трубками (их десятки тысяч) расположенный ниже или сбоку от LP-турбины. Пар, пройдя последний ряд лопастей в LP-турбине, поступает прямо в холодильник. Здесь он конденсируется на холодных поверхностях трубок. Вследствие конденсации пар поступает назад, в воду, которую легче перекачивать насосом. Как и во многих других PWR, наш холодильник охлаждается прокачиваемой через трубки морской водой (Circulating Water), имеющей температуру, скажем, 10–20 °C.

Одно умное решение состоит в введении в систему холодильника вакуумного насоса с целью удаления воздуха из пространства вокруг трубок и сни-

жении давления до значения точки кипения воды при температуре охлаждающей морской воды. Это давление находится где-то между 10 и 50 миллибар, или менее 1/20 атмосферного давления. Я называю это умным решением, потому что оно дает возможность пару расшириться до достижения этого давления и возможность извлечь из него дополнительную энергию, превращаемую в электричество. Этот холодильник реально отсасывает энергию (и это хорошо).

Для обеспечения долговечности и коррозионной стойкости трубки современных холодильников изготавливают из титана. Они не дешевые, но безотказны и, возможно, еще не превратятся в хлам к концу срока службы станции. Конечно, требуется много морской воды прокачивать через трубки холодильника чтобы удалить все тепло из пара, до нескольких миллионов тонн воды в день, а для этого требуются большие циркуляционные насосы.

## 10.7. Путь назад

Чтобы отправить воду (получившуюся из сконденсированного пара) назад в парогенератор, нужны две вещи: насос и нагреватель. Часто применяется более одного насоса, однако если используется питательный насос, поток «обратной» воды может достигнуть 2 т в секунду при давлении 70–80 бар, требуемых парогенератору. Чтобы вы получили представление о масштабе, отметим, что мощность питающего насоса в PWR может достигать 25 МВт.

Как видно на рис. 10.1, по пути к парогенератору размещено несколько нагревателей питающей воды. Нагрев питающей воды уменьшает тепловые стрессы в металлических компонентах парогенератора при периодических изменениях их температуры. Еще важнее, что это делает большой выигрыш общему КПД электростанции. Возможно, это покажется удивительным, нагрев питающей воды перед подачей ее в парогенератор действительно улучшает показатели использования тепла (тепловая эффективность). Причины, почему это так, будут рассмотрены немного дальше в этой книге, но, если вы интересуетесь, поищите ответы в тематике «паровой цикл».

Нагреватели питающей воды используют выделенную воду от LP- и HP-турбин так же, как и сепаратор-перегреватель пара, работающий с паром, выходящим из HP-турбины. Вода (сконденсированный пар) с выходов каждого из нагревателей объединяется вместе для сохранения как можно большего тепла.

*Деаэратор* (Deaerator), показанный на рис. 10.1, представляет собой специальный нагреватель питающей воды, чья другая роль состоит в устранении растворенных газов из воды. Деаэратор устанавливается высоко в турбинном зале для обеспечения повышенного давления на входе главного питающего насоса. Это означает, что вода должна подаваться в деаэратор с помощью насосов для удаления конденсата (Condensate Extraction Pumps), которые всегда ниже основания, около дна холодильника.

По сравнению, скажем, с угольными электростанциями, PWR работает при сравнительно низких температурах. Физики скажут, что максимальный теоретический КПД процессов использования тепла связан с тем, насколько

различаются в них максимальная и минимальная температуры. Для угольной станции эта разность температур может составлять 600 °С. Для PWR она около 300 °С. Максимальный теоретический тепловой КПД PWR составляет всего 50 %, т. е. 50 % производимой им энергии можно использовать для выполнения полезной работы. В реальности имеющиеся потери снижают КПД до 35 %, а то и меньше. Другими словами, примерно 2/3 тепла, вырабатываемого реактором, теряется в морской воде при его работе на полной мощности. И ничего с этим нельзя поделать... Вы не можете изменить законы физики.

В конце концов, прежде чем достичь парогенератора, питающая вода проходит через клапаны регулировки потока этой воды. Более детально это обсуждается в главе 16.

## 10.8. ГЕНЕРАТОР

Вы заметили, насколько далеко мы продвинулись и дошли до вращения вала турбины, – очень быстро. На другом от турбины конце вала находится электрический генератор. Снаружи генератора располагается статор (он так называется, потому что не вращается), обмотки которого через большой выключатель подключены через трансформатор к электрической сети. В сети используется переменный ток, который создает магнитное поле внутри статора, вращающееся синхронно с сетевой частотой.

Вал системы турбина–генератор, вращающийся за счет расширения пара в турбине, проходит через статор. Здесь вал называется *ротор* (Rotor) и имеет обмотку для создания магнитного поля вблизи себя. Как создается магнитное поле ротором? С использованием маленького генератора на том же валу (возбудителя). Иногда для этого генератора применяется еще один генератор, первичный возбудитель.

На рис. 10.8 показаны два больших (600 МВт) генератора бок о бок. Турбины высокого давления находятся слева от турбин низкого давления, но скрыты трубопроводами. Напоминаю, что рассматриваемая нами турбина больше этих, но по конструкции очень похожа.

Наша электростанция поставляет энергию в электросеть при синхронизации магнитного поля ротора и статора, и при этом стремится вырабатывать ее с частотой немного выше, чем в сети (см. главу 13). Как вы увидите далее, это взаимодействие с сетью имеет важные последствия для работы реактора.

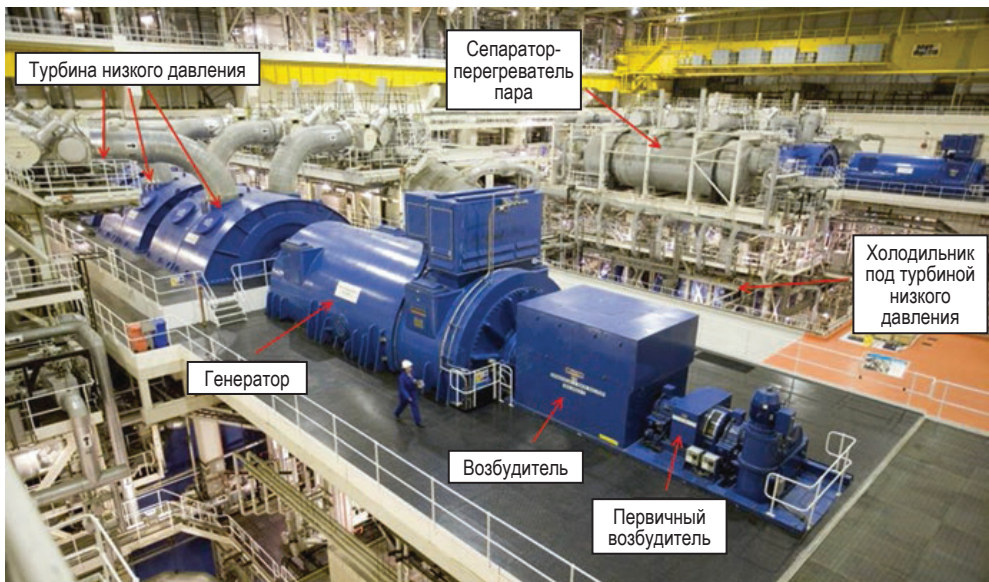
## 10.9. Взгляд СВЕРХУ НА СИСТЕМУ ОХЛАЖДЕНИЯ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

Вы теперь понимаете, что в PWR имеются три основных звена передачи тепла:

- первичное звено, в котором насос накачивает воду в ядро реактора и в парогенератор, прежде чем она вернется в реактор. Это замкнутая

система, в которой вода используется снова и снова, хотя ее объем и подвержен подстройке с помощью CVCS. Это обеспечивает разделение потенциально радиоактивной воды в первичном контуре реактора от нерадиоактивной его части;

- второе звено получает пар из парогенератора, затем пар, расширяясь, проходит через турбины, конденсируется обратно в воду и после подогрева закачивается обратно в парогенератор, где он снова преобразуется в пар. Это замкнутая система, позволяющая сохранять дорогую воду от выброса ее наружу;
- третье звено в системе охлаждения включает в себя насос, закачивающий морскую воду в трубки конденсатора, откуда она поступает назад, в море. При этом ее температура примерно на 10 °C выше исходной. Эта система не замкнута.



**Рис. 10.8** ❖ Две системы турбина–генератор на 600 МВт

Около 1/3 произведенной в реакторе энергии преобразуется в электричество, направляемое в сеть. Остальные 2/3 покидают электростанцию вместе с морской водой. Не беда.

# 11

## Большая красная кнопка

В каждом главном пульте управления есть большая красная кнопка, кнопка аварийной остановки реактора (рис. 11.1). Отметим, что ключ к ней служит для ее переустановки, но не для активации!



Рис. 11.1 ❖ Кнопка аварийной остановки реактора

Вспомним, что стержни управления реактора удерживаются электромагнитными захватами, которые управляются током, протекающим через их цепи управления. Кнопка аварийной остановки реактора соединена с выключателями, способными прекратить подачу тока на них. При нажатии кнопки выключатели размыкаются. Обычно их много, но соединены они так, что ни один из них, оставшийся замкнутым, не позволяет протекать току через цепь захватов.

Отпускание захватов стержней управления позволяет стержням под действием их веса упасть в реактор. Грубо говоря, требуется менее двух секунд, чтобы стержни управления из полностью вынутого состояния попали в реактор, ведь им надо пройти всего несколько метров. На срабатывание выключателей и механизмов захватов тоже требуется некоторое время, но в целом



от момента нажатия красной кнопки до начала полного введения стержней в реактор требуется 3–4 с.

После нажатия красной кнопки мощность реактора падает примерно на один процент от той, которая была до нажатия кнопки, но она продолжает снижаться. Конечно, реактор продолжает вырабатывать тепло, но цепная реакция распада останавливается. Другими словами, введение стержней управления вводит реактор в глубокое докритическое состояние.

## 11.1. Что дальше?

Неважно, вы ли нажали на кнопку отключения реактора, или оно произошло автоматически из-за срабатывания системы защиты, необходимо выполнить ряд действий, требующихся после отключения. Вы или автоматика должны обеспечить стабилизацию работы оборудования. Когда имеет место стабилизация, у вас появляется время шагнуть назад и подумать, что делать дальше, а именно что в первую очередь заставило вас нажать красную кнопку! Но сейчас ваша задача проверить стабильность и вмешаться, если вы увидите какие-то проблемы. Надо научиться делать это быстро, по памяти, до того как вы откроете соответствующие инструкции.

Первыми вещами при проверке являются:

- проверка, а все ли стержни управления полностью введены в реактор;
- проверка низкого и снижающегося уровня мощности реактора.

Если имеются проблемы, вам следует найти другие пути снижения реактивности, например быстрое добавление бора в первичный контур.

Далее:

- проверка отключения турбины от реактора.

Отключение турбины выполняется ее системой управления, когда происходит отключение реактора. При этом закрываются отсечной и регулирующий клапаны. Они поддерживаются в открытом состоянии гидравлической системой, действующей против механической пружины. Сигнал на выключение турбины высвобождает гидравлическое давление, что позволяет пружине закрыть клапан очень быстро. Какой смысл в отключении турбины? Дело в том, что, если не отключить турбину, а реактор выключен, турбина будет продолжать потреблять пар. Это приведет к быстрому охлаждению реактора, увеличению его реактивности и даже, возможно, возвращению реактора в критический режим. Вспомним, что мы пытались стабилизировать режим, и, если турбина не отключилась, придется использовать альтернативные изолирующие клапаны (такие как MSIV), чтобы остановить быстрое охлаждение.

Через несколько секунд после отключения турбины – время, необходимое пару, уже находящемуся в турбине, достичь холодильника – главный генератор должен быть автоматически отключен от сети, и вращение вала турбины станет замедляться. И опять если с этим возникнут проблемы, то можно отключить альтернативные выключатели. Если оставить генератор соединенным с сетью, он начнет работать как электрический мотор, поддерживающий вращение вала турбины, что может вызвать аварию из-за перегрева.

Сейчас:

- проверьте, что и давление, и температура в первичном контуре стабильны.

На самом деле давление в первичном контуре после выключения реактора заметно падает.

Этого и следовало ожидать. Когда производство тепла в ядре реактора прекращается,  $T_{hot}$  приближается к  $T_{cold}$  (остаточное тепловыделение составляет всего несколько процентов от тепла при полной мощности и не создает заметной температурной разности). Другими словами, средняя температура в первичном контуре падает примерно на 15 °C. Это вызывает сжимание воды в первичном контуре и резкое падение ее уровня в компенсаторе давления. При этом пузырьки пара в системе поддержки избыточного давления расширяются, заполняя освободившийся объем, а давление падает. Так что после выключения реактора давление в первичном контуре падает, и все нагреватели в системе поддержки избыточного давления автоматически включаются для восстановления нормального давления.

Возможно, это неожиданно, что давление пара на самом деле растет после выключения реактора. Если вы помните, разность температур между теплоносителями в первичном и вторичном контурах, необходимая для переноса тепла в парогенераторе, составляет около 7 °C при полной мощности. После выключения тепло, вырабатываемое реактором, круто падает, так что разность температур может сузиться до нескольких десятых долей градуса. На практике это означает, что температура пара возрастает от 285 °C при полной мощности реактора до почти  $T_{cold}$ . Если вы не уверены, что температура пара повышается, вспомним, что, когда турбина отключена, весь пар остается в парогенераторе. При этом растет его давление и температура.

Для устранения этого явления используется открывание клапанов сброса пара (или PORV, см. главу 12). При этом останавливается дальнейший рост температуры пара и  $T_{cold}$ .

Если что-либо указывает на то, что давление и температура не стабилизировались, следует вернуться назад и выполнить все эти операции вручную.

И расслабьтесь.

Если дела идут исправно, можно переключиться на маломощные вспомогательные питающие насосы. Можно также проверить, достаточно ли бора в первичном контуре, чтобы удерживать докритический режим реактора долгое время. При этом следует быть готовым к повторному запуску реактора и турбины или подготовке к расхолаживанию и сбросу давления в установку. Что делать, зависит от того, чем была вызвана остановка реактора, и, возможно, потребуется поддержка руководства для выбора пути дальнейшего движения.

## 11.2. АВАРИЙНАЯ ОСТАНОВКА...

К слову сказать, в Великобритании мы используем термин «аварийная остановка» для обозначения быстрого отключения реактора или турбины, возможно, вследствие проблем в электрической системе, например размыкания



выключателей. В США, в особенности в системах с реакторами с кипящей водой, можно услышать термин «*Scram*», сущность его та же самая, но интерес представляет история его появления. Это акроним, использовавшийся на реакторе Чикаго Пайл 1 (первый рукотворный реактор, о котором мы говорили в главе 4). Один из физиков, участвовавших в первом запуске CP-1, стоял с топором, и был готов перерубить канат, чтобы быстро спустить стержни управления в реактор, если бы был потерян над ним контроль. По легенде, его называли «человек-топор для обеспечения безопасности» (Safety Control Rod Axe-Man, или *Scram*). Возможно, этот термин потом стал применяться более широко для обозначения аварийного отключения. Также возможно, что этот термин был возвращен к истории CP-1, и на самом деле вместо «СКРАМ» использовалось более обычное «бегом отсюда»!

Во Франции наряду с чисто французским сленговым «une arete» применяется и международное «стоп».

### 11.3. ЧТО ДЕЛАЮТ В ГЛАВНОМ ПУЛЬТЕ УПРАВЛЕНИЯ

Главные пульты управления сильно различаются по размерам, возрасту и конструкции. Я использовал панель управления, построенную по принципу «имитатора» всех важных систем. На рис. 11.2 приведен пример части такого имитатора. В данном случае это аварийный питательный насос высокого давления, о котором еще будет рассказано в главе 18. Даже не зная, что делает этот насос, вы будете способны увидеть путь потока из бака в левой стороне имитатора через различные клапаны и насосы к холодной ветви охлаждения справа.



Рис. 11.2 ❖ Пример имитатора на пульте управления

Для оператора эти имитаторы при работе с давлением помогают гарантированно выбрать правильный насос или клапан.

Другие разработчики пультов управления выбирают другие подходы. Одни предпочитают набор похожих переключателей, расположенных в ряд, не имеющих видимой связи с управляемыми системами. Наоборот, в более современных сооружениях может не быть физических имитаторов на боль-

шинстве панелей, но сотни имитаторов отображаются на больших экранах. Нет одного ответа по конструкции пультов управления, но существует множество мнений... Что важно – так это то, что вы должны тренироваться на том оборудовании, которое станете в дальнейшем использовать. Таким образом, вы будете осведомлены о всех его особенностях и потенциальных ошибках.

Предположим, что ваш главный пульт управления немного более традиционный, с физической панелью и имитаторами. Какие именно органы управления и индикаторы могут быть у вас? На рис. 11.2 уже показано, что имеются выключатели, управляющие клапанами. Возможно, их будет несколько сотен, и не все они нужны при текущей работе электростанции, но окажутся необходимы по крайней мере в течение 30 мин при отключении реактора.

У вас будут выключатели/выключатели насосов; в множестве систем предприятия применяется множество насосов. На рис. 11.2 отображено интересное дизайнерское решение: насосы показаны зеленым цветом. На предприятиях, где используется этот принцип имитации, зеленый цвет означает «остановлен», а красный – «в работе». В основе этого подхода, возможно, лежит соображение, что «остановлен» означает безопасен. Но на некоторых предприятиях используется противоположный подход: красный цвет для «остановлен», а зеленый – «в работе». Надо быть уверенным, что вы знаете, какой подход используется на вашем предприятии!

Иногда простого переключателя недостаточно для управления клапаном. Это случай, когда вы хотите плавно изменять степень открытия клапана, а не просто открывать и закрывать его. Один из вариантов решения этой задачи показан в левой части рис. 11.3, где движение заслонки клапана управляется кнопками «открыть» и «заккрыть», но может быть остановлено в любом промежуточном положении. Можно и найти кнопки, включающие и выключающие автоматическое управление. Такая система показана в правой части рис. 11.3, и она управляет нагревателями компенсатора давления. Оператор получает возможность управления нагревателями при выборе ручного (Manual) режима.

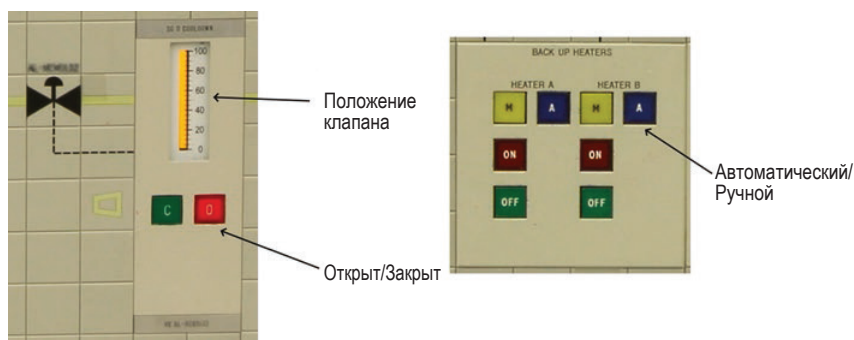


Рис. 11.3 ❖ Кнопки управления

Помимо органов управления, на главном пульте имеются сотни индикаторов на панели или даже десятки тысяч в компьютеризованных системах.

Современные атомные электростанции буквально набиты контрольно-измерительным оборудованием. Приборы с выводом информации на панель наиболее надежны и просты в использовании, с минимумом вероятности ошибиться при считывании их показаний (рис. 11.4).

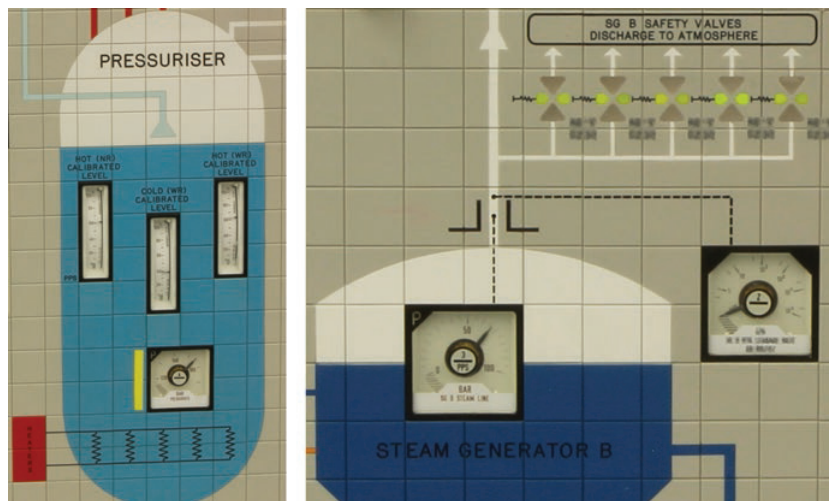


Рис. 11.4 ❖ Индикаторная панель

Индикаторы в левой части рис. 11.4 показывают уровень и давление воды в компенсаторе давления. Отметим, что разная форма циферблатов у разных индикаторов используется для исключения ошибок при считывании их показаний. В правой части рис. 11.4 показан ряд клапанов, помеченных зеленым цветом. Вспомним, что для конкретно этой панели зеленый означает «выключено», а для клапанов – «закрыто». Эти цвета в нашем случае указывают на то, что все пять предохранительных клапанов главного паропровода закрыты.

Важно, что индикаторы управляются маленькими выключателями, смонтированными на клапанах. Они дают информации не о надлежащем положении заслонки, а о ее реальном положении. Авария на электростанции *Три-Майл-Айленд* (Three Mile Island) (см. главу 19) частично связана с тем, что индикаторы в главном пульте управления показывали желаемое положение клапана (закрыт), а не реальное – открыт. Это привело оператора главного пульта управления к неверному пониманию сути проблемы, с которой он столкнулся.

Эта книга сконцентрирована на тематике управления реакторами, но, как вы уже увидели, это неразрывно связано и с турбинами. В левой части рис. 11.5 показан один из уникальных (насколько я знаю) для систем турбина-генератор измерительных приборов – векторный измеритель. По оси ординат показывается мощность на выходе турбины в мегаваттах, а по оси абсцисс более сложная величина, описываемая в электроинженерии как реактивная мощность и измеряемая в произведении вольт на ампер (мегавольт

на ампер) ( $MVAR$ ). Те, кто работают с электросетями, понимают, что реактивная мощность в системе должна быть сбалансирована, так же как и потребляемая и поставляемая активная мощность. В принципе, можно увеличить или уменьшить реактивную мощность, изменяя уровень возбуждения главного генератора, но только в соответствии с требованиями, выдвигаемыми сетью!

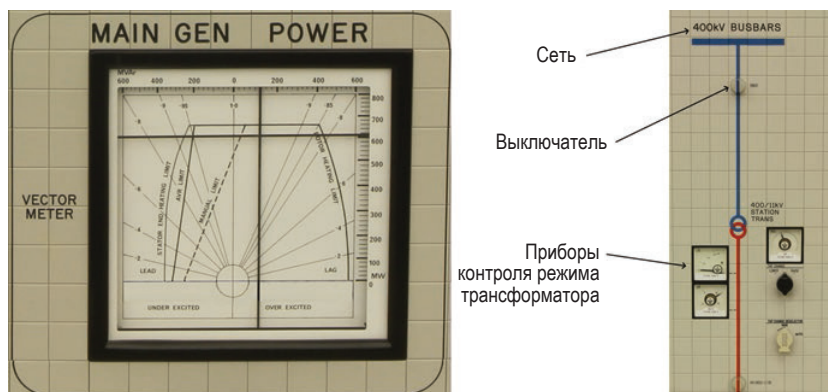


Рис. 11.5 ❖ Индикаторы контроля электрических параметров

В правой части рис. 11.5 показана часть имитатора электрической сети, в данном случае это соединение между электростанцией и сетью. В высоковольтной сети Великобритании применяется напряжение 400 000 В (400 кВ), так что требуется трансформатор для понижения до более подходящего напряжения для применения на оборудовании электростанции. В нашем случае это *трансформатор для собственных нужд с питанием от высоковольтной сети* (Station Transformer), понижающий напряжение от 400 до 11 кВ. Можно также услышать о *генераторном трансформаторе* (Generator Transformers) (повышающем) и *трансформаторе для собственных нужд с питанием от генератора* (Unit Transformers) (понижающем), входящих в состав электрооборудования электростанции.



Рис. 11.6 ❖ Кнопка отключения турбины

Выключатель, который вы видите на рис. 11.5, имитирует работу большого выключателя и используется для отключения трансформатора для собственных нужд от сети.

И последнее, о чем я хотел упомянуть, – это большая красная кнопка, показанная на рис. 11.6, служащая для отключения турбины!

## 11.4. Сколько реакторов в мире?

Есть смысл сделать шаг назад и задаться вопросом: «Сколько реакторов в мире?» Если вы посетите вебсайт *Международного агентства по атомной энергии* (International Atomic Energy Agency – IAEA), то сможете найти список из 450 работающих реакторов атомных электростанций (из них 300 PWR) в 32 странах и свыше 50 реакторов в стадии строительства. Многие из существующих реакторов близки к сроку окончания их эксплуатации и, возможно, будут заглушены по мере ввода в эксплуатацию других. По всему миру накоплен опыт эксплуатации свыше 18 000 реактор/лет на электростанциях, которые производят седьмую часть электричества в мире.

Но это не все о реакторах...

Еще около 250 исследовательских реакторов находятся в 55 странах. Они не производят электричества, а используются компаниями и университетами для исследований в областях топлива и материалов, планируемых к применению в больших установках. Они также используются для получения радиоактивных веществ, применяемых в медицинской радиологии. Многие тысячи человек получили пользу от этого воздействия; например, гиперактивные заболевания щитовидной железы успешно лечатся короткоживущими изотопами йода.

Многие исследовательские реакторы имеют простую бассейновую конструкцию, т. е. топливо (часто тонкие пластины из высокообогащенного урана или плутония) размещается на дне глубокого бассейна с водой. Такие реакторы работают при малой мощности, обычно не более нескольких киловатт. Вода отводит тепло от топлива и защищает обслуживающий персонал от облучения. Реактор «ОПАЛ» (OPAL) в Австралии является примером современного реактора бассейнового типа, предназначенного для исследований и производства изотопов в медицинских целях, и в 2019 г. был единственным работавшим в Австралии реактором.

И больше того...

PWR зародились из идеи использования компактных ядерных реакторов в качестве источника энергии на подводных лодках. Не окончательно, но эта концепция была расширена на большие военные корабли, такие как авианосцы, на которых может быть установлено до 8 реакторов, хотя один или два реактора применяются чаще. Число эксплуатируемых судов и подводных лодок с атомными силовыми установками насчитывает в мире около 140, и на них используется около 180 реакторов.

Так что в мире около 900 действующих реакторов. Это не точно, я полагаю.

Думаю, что существует еще больше скрытых реакторов, которые я не смог сосчитать... маленькие быстрые реакторы, используемые для питания в космических объектах; реактор, временно установленный на американской базе в Антарктиде; несколько реакторов на самолетах и ракетах и т. д. Ну, я не собираюсь беспокоиться о них...

# 12

## Стабильность реактора (часть вторая)

В предыдущих главах я ввел две первые ключевые концепции, которые помогут вам понять поведение PWR. Первая – это понятие реактивности, вторая – это стабильность реактора, особенно в ответ на изменение состояния его ядра.

В этой главе я собираюсь объяснить третью ключевую концепцию – как конструкция парогенератора может повысить стабильность всей установки и как реактор будет откликаться на воздействия из окружающего мира.

Я соглашусь, что эти аспекты поведения PWR могут иногда показаться сложноватыми. Не беспокойтесь, это легче, чем кажется. Проще говоря, реактор PWR следует требованиям пара.

### 12.1. УСЛОВИЯ РАБОТЫ ПАРОГЕНЕРАТОРА

На рис. 12.1 повторен график кривой температуры кипения воды в зависимости от давления (кривая насыщения) из главы 3. Здесь я отметил примерный диапазон рабочих значений температуры и давления во вторичной части парогенератора.

Что сразу бросается в глаза – так это то, что режим вторичной части парогенератора всегда находится где-то на кривой насыщения. С учетом конструкции парогенератора это имеет большой смысл. Ничто в конструкции парогенератора не может сместить его условия работы вправо от кривой насыщения, так как для этого требуется перегреть пар. С другой стороны, парогенератор не может работать и слева от кривой насыщения, так как при этом прекращается кипение, и пар не производится.

В сердце третьей концепции лежит простая идея: что бы вы ни делали с парогенератором, его режим способен только двигаться по кривой насыщения вверх или вниз. Например, если вы получите больше пара за счет открытия регулирующего клапана, давление пара упадет. Это вызовет падение температуры пара и воды в парогенераторе, так как они должны оставать-



ся на кривой насыщения. И наоборот, если вы станете потреблять меньше пара, давление и температура будут расти согласно той же кривой. Даже при наиболее экстремальных авариях парогенератор остается на неизменной кривой насыщения, где режимы парогенератора образуют набор точек (или линию), в пределах которых поведение парогенератора ограничено.

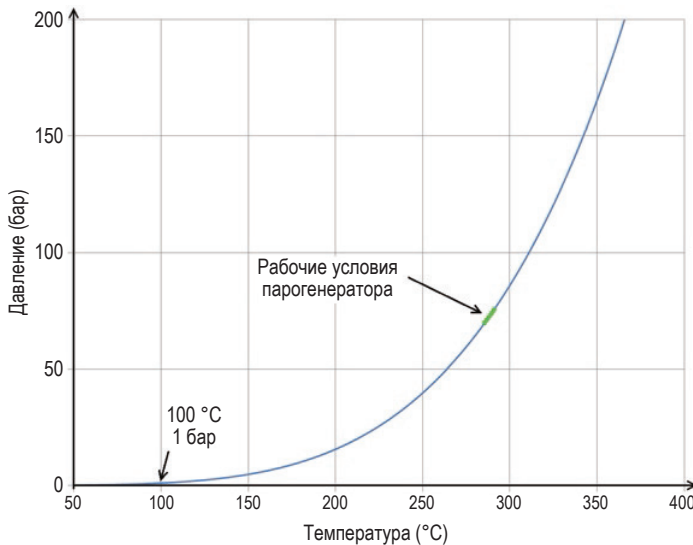


Рис. 12.1 ❖ Кривая насыщения для воды

Это имеет значение, потому что температура воды в трубках первичной части парогенератора (возвращающейся в реактор как  $T_{\text{cold}}$ ) близка к температуре снаружи этих трубок (во вторичной части парогенератора). Таким образом, у нас получается связь между состоянием пара ( $T_{\text{steam}}$ ) и  $T_{\text{cold}}$ . Вспомним, что, согласно нашей второй концепции, если изменяется  $T_{\text{cold}}$ , то меняются реактивность и мощность реактора.

## 12.2. ПЕРЕДАЧА ТЕПЛА

Настало время остановиться и подумать, как сильно связаны  $T_{\text{cold}}$  и температура в парогенераторе  $T_{\text{steam}}$ . В каждом парогенераторе находится свыше пяти тысяч трубок. Совместно они образуют очень большую поверхность, через которую передается тепло. Внутри трубок быстро движется вода, а снаружи получается смесь из воды (по крайней мере 75 %) и пара. Я сказал «по крайней мере», потому что в нижней части парогенератора пара меньше, чем вверху, где его содержание достигает примерно 25 %. Трубки имеют тонкие стенки, толщиной всего 1 мм, и сделаны из металла с высокой теплопроводностью. При таких хороших условиях передачи тепла неудивительно, что разность температур между  $T_{\text{cold}}$  и  $T_{\text{steam}}$  составляет всего 7 °C при полной



мощности реактора. Это примерно 900 МВт тепла, проходящего через один парогенератор из первичного контура реактора в его вторичный контур.

Вы могли быть удивлены, что я больше рассуждаю о Tcold, а не о Thot, если Thot горячее, то не ближе ли Tsteam к Thot? Ответ кроется в использовании перевернутых U-образных трубок в парогенераторе. Это означает, что пар приобретает температуру ниже, чем и Tcold, и Thot, но его температура ближе к Tcold. Если подумать, то можно прийти к выводу, что используемая конструкция исключает протекание тепла в обратном направлении, из вторичной части парогенератора в первичную.

## 12.3. ПРАКТИЧЕСКИЙ ПРИМЕР: МАЛЫЕ ИЗМЕНЕНИЯ ЭЛЕКТРИЧЕСКОЙ МОЩНОСТИ

Представим себе, что реактор работает при мощности, близкой к полной, и вы решили еще немного увеличить вырабатываемую мощность, скажем на несколько мегаватт. Вы собираетесь сделать это, приоткрыв регулирующий клапан турбины, чтобы подать немного больше пара в нее. При этом увеличится усилие на лопатках и валу, что в свою очередь позволит направить в сеть побольше электрической энергии.

А теперь подумаем о том, что произойдет при этом во вторичном контуре. При открывании управляющего клапана путь протекания пара станет менее ограничен, его расход увеличится, а давление уменьшится, подобно тому, как это происходит с садовым поливочным шлангом, расход воды в котором вы регулируете пальцем. Падение давления распространится через главный паропровод до парогенератора, в чьей вторичной части давление тоже упадет. При этом, согласно кривой насыщения, Tsteam упадет. Следом упадет и Tcold. Так что первым следствием открывания управляющего клапана и увеличения расхода пара станет снижение (маленькое) Tcold.

Кстати, если я спрошу, что произойдет с уровнем воды в парогенераторе, что вы ответите? Я думаю, большинство людей ответит, что из-за отбора большего количества воды (в виде пара) из парогенератора уровень воды понизится, не так ли? На самом деле вначале он повысится! Вспомним, что в парогенераторе находится в действительности смесь воды и пара. И когда давление снижается, часть пузырьков пара в воде расширяется, что вызывает повышение ее уровня. Но это только в начале. Затем, когда уровень воды станет снижаться, как вы и ожидали, система управления питающей водой окажется достаточно умной, чтобы распознать, что происходит, и увеличит подачу воды для поддержания ее стационарного уровня, несмотря на внешние возмущения.

А что происходит в реакторе? Для начала предположим, что стержни управления не двигались, так что пока рассмотрим физику. Когда снижается Tcold, средняя температура замедлителя тоже падает, как и температура топлива. Из главы 9 мы знаем, что при этом возрастет реактивность из-за воздействия температурных коэффициентов топлива и замедлителя (FTC

и МТС). В свою очередь это приведет к увеличению мощности до тех пор, пока не будет достигнуто новое состояние равновесия, так как увеличение мощности приводит к росту температуры топлива и замедлителя, которые вернут реактивность назад к нулевому значению и тем самым остановят увеличение мощности. Все это происходит довольно быстро, возможно, за несколько десятков секунд, а чувствительности процесса стабилизации хватает на срабатывание при изменении  $T_{cold}$  на несколько сотых долей градуса Цельсия.

То, что мы только что увидели, есть проявление эффекта *подстройки реактора под требования пара* (the reactor follows steam demand), который является фундаментальным для поведения PWR. Находясь в критическом режиме, PWR будет изменять свой уровень вырабатываемой мощности для согласования с имеющимися потребностями в паре. Из этого следуют пять заключений:

- не имеет значения для реактора, потребляется ли пар турбиной, уходит через аварийный клапан или даже через повреждение в трубопроводе. Если эти события влияют на  $T_{cold}$ , ядро реактора подстроится под них;
- любые проблемы, вызывающие падение  $T_{cold}$ , даже если они появляются в парогенераторе, вызывают рост мощности реактора;
- любые проблемы, вызывающие увеличение  $T_{cold}$ , приводят к уменьшению мощности;
- если вы можете удерживать расход пара постоянным, то мощность реактора будет постоянной;
- если вам нужно изменить расход пара быстро в ответ на проблемы, возникшие в турбине или электрической сети, реактор отследит их.

## 12.4. ПРОГРАММИРУЕМОЕ УДЕРЖАНИЕ МОЩНОСТИ

Побочным эффектом от следования реактором за расходом пара является изменение температуры. Как я это уже описывал, причина, по которой реактор отслеживает изменения расхода пара, являются вариации  $T_{cold}$ . К сожалению, PWR сконструирован для работы при конкретной температуре. К примеру, если увеличится расход пара, то уменьшатся  $T_{steam}$  и  $T_{cold}$  (в отсутствии их корректировки), а тепловая эффективность вторичной части системы снизится – пар с пониженной температурой менее эффективен для турбины. Соответственно, если позволить  $T_{cold}$  возрасти слишком сильно, когда расход пара уменьшается, то можно пересечь границу кипения воды в первичном контуре системы.

Таким образом, требуется средство корректировки реактивности для возвращения  $T_{cold}$  к ее заданному конструкцией оптимальному значению. Это можно сделать двумя путями: с помощью стержней управления или бора. Введя стержни управления на несколько шагов внутрь реактора или немного увеличив концентрацию бора в первичном контуре (с использованием CVCS), можно вернуть изменившуюся реактивность и снизить  $T_{cold}$ . Соответственно, несколько шагов стержней наружу реактора или небольшое

разведение раствора бора позволит  $T_{cold}$  увеличиться за счет увеличения реактивности. Перемещение управляющих стержней происходит быстро, но оказывает нежелательное влияние на распределение выделяемой в реакторе мощности, если они введены чересчур глубоко, так что на их введение существуют ограничения. Изменение концентрации бора в первичном контуре (с использованием CVCS) дает более равномерный эффект, но медленнее и не может быть полностью автоматизировано.

В PWR стержни имеют автоматическую систему управления, известную как *система управления температурой реактора* (Reactor Temperature Control System – RTCS) (см. главу 16). Эта система вводит или выводит стержни управления в реактор для поддержания его оптимальной температуры – согласно названию! На рис. 12.2 приведена блок-схема реакции реактора на небольшое увеличение электрической мощности.

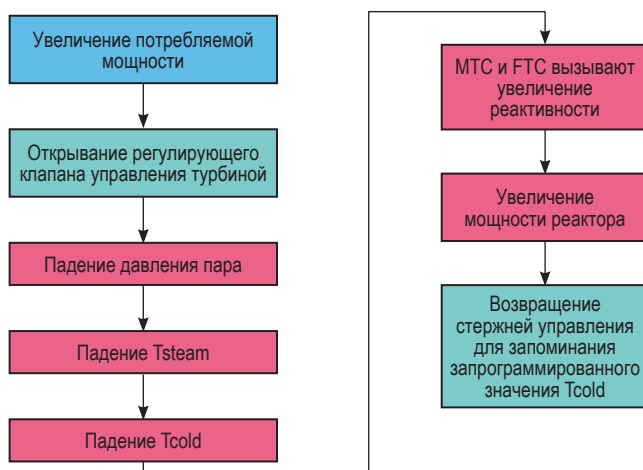


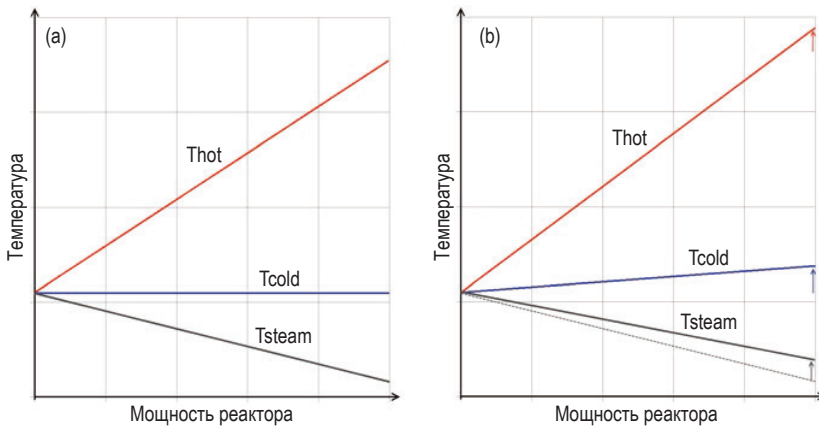
Рис. 12.2 ❖ Блок-схема отклика реактора на увеличение электрической мощности

На этом месте я вас покидаю, чтобы дать возможность самостоятельно разобраться, что произойдет при снижении потребляемой мощности...

В PWR значение  $T_{cold}$  на самом деле не фиксированное. Программируемое значение  $T_{cold}$  зависит от мощности. Я уже говорил, что при полной мощности разность между  $T_{cold}$  и  $T_{steam}$  составляет 7 °C. При половине полной мощности эта разность уменьшается до 3,5 °C. При нулевой мощности  $T_{cold}$  и  $T_{steam}$  практически одинаковые. Это объясняет, почему давление пара самое высокое при работе реактора на низкой мощности. В этом случае  $T_{cold}$  и  $T_{steam}$  близки друг к другу.

Для эффективности было бы лучше держать давление и температуру выше, но нельзя увеличивать  $T_{cold}$  слишком сильно при попытке увеличения мощности, а не то  $T_{hot}$  станет слишком близко к точке кипения. Однако можно дать  $T_{cold}$  немного подрасти, скажем на несколько градусов Цельсия, когда надо увеличить мощность. Это полностью не остановит спад  $T_{steam}$ ,

но поможет, если вы сравните рис. 12.3а и б. Эти вариации  $T_{\text{cold}}$  заложены в программу RTCS и выполняются автоматически при изменениях мощности.



**Рис. 12.3** ❖ Программируемые значения температур в зависимости от мощности при постоянной  $T_{\text{cold}}$  (а) и с возрастанием  $T_{\text{cold}}$  (б)

В этой главе мы изучили, как расход пара влияет на стабильность реактора. Реактор должен всегда соответствовать требованиям турбины. Но что делать для управления  $T_{\text{cold}}$  при низкой мощности реактора до того, как турбина обеспечит стабилизирующий расход пара?

## 12.5. СБРОС ПАРА

Ответ в использовании сброса пара (рис. 12.4). Во-первых, представим себе, что реактор находится в докритическом режиме и все четыре насоса охлаждения находятся в эксплуатации. Даже хотя реактор заглушен, остаточный распад вырабатывает тепло. Если заглушивание было не очень долгим, это может быть больше 10 МВт. Добавим, что большинство электроэнергии, поступающей в насосы охлаждения, попадает в конце концов в первичный контур реактора в виде тепла, и суммарно его может оказаться больше 30 МВт, с которыми надо иметь дело. Можно было бы использовать парогенераторы для отведения этого тепла, но использовать для этого турбину нельзя, так как она еще не работает. Так куда же девать этот пар?

Можно просто сбросить пар в атмосферу через управляемые оператором выпускные клапаны (PORV), с которыми мы уже встречались раньше. Хотя эти клапаны установлены на всех линиях главного паропровода, фактически хватит только одного клапана для удаления всего тепла, производимого в этих условиях. Это большие клапаны. Вы помните, что порогом открывания PORV можно управлять из главного пульта управления? Так что, если вы установите порог открывания одного из PORV ниже, чем текущее давление

пара, он откроется, сбросит давление в парогенераторе до нужного значения и далее удержит его на этом уровне.

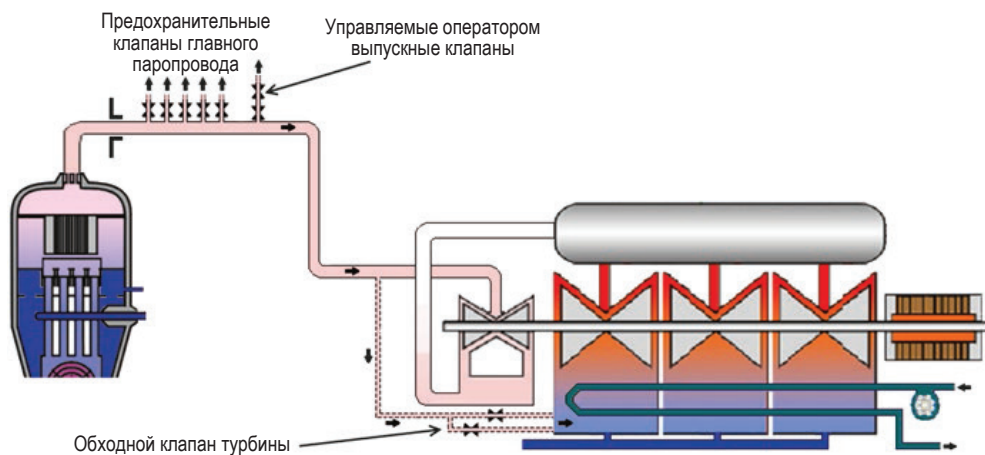


Рис. 12.4 ❖ Сброс пара

Важно отметить, что управляемый порог открывания PORV соответствует давлению пара на выходе парогенератора. Он также фиксирует температуру  $T_{\text{steam}}$ , которая в свою очередь определяет  $T_{\text{cold}}$ . Другими словами, изменяя порог открывания PORV, можно управлять  $T_{\text{cold}}$ . Четыре парогенератора соединены через воду в первичном контуре, так что если один парогенератор охладится и в нем понизится  $T_{\text{cold}}$ , то остальные парогенераторы последуют за ним, хотя в них не используются их клапаны PORV для стравливания пара.

Использование PORV с описанной выше целью является простым способом, но следует тщательно следить, чтобы в атмосферу не попала вода. Это создает сильный шум, и ваши соседям это вряд ли понравится... Есть и другой путь: вместо использования PORV можно стравить пар прямо в конденсатор турбины, без прохождения его через лопатки. Для этого предназначен *обходной клапан турбины*. В холодильнике турбины имеется набор клапанов, которые работают в системе либо поддержания давления пара, либо фиксированной температуры  $T_{\text{cold}}$ , в зависимости от того, что используется в системе.

Достоинством системы обходного клапана турбины является отсутствие потерь воды. Она откачивается из холодильника и повторно используется в качестве питающей воды. Система обходного клапана турбины требует обеспечения вакуума в холодильнике, и несколько турбинных систем должно быть запущено до начала работы системы, так что применительно к PWR она не рассматривается как играющая роль в обеспечении ядерной безопасности, например при авариях. В таких случаях можно использовать PORV.

Когда реактор находится в критическом режиме и выделение тепла в первичном контуре растет, вы хотите знать скорость, с которой возрастает сбрасывание пара для управления  $T_{\text{cold}}$ : можете сбросить больше тепла. Для увеличения сброса пара требуется увеличить открытие либо PORV, либо использовать обходной клапан турбины.

Позже вы увидите, как выполняется переход от сброса пара к запуску турбины, но вы уже должны принять во внимание, куда уходит пар!

## 12.6. И НАКОНЕЦ...БОР

Я упоминал бор много раз в этой книге. Бор является легким элементом, всего с пятью протонами. В природном состоянии бор существует как бор-10, с пятью нейтронами, и немного бора-11, с шестью нейтронами. По поводу бора-11 можно не задумываться, но бор-10 интересен, потому что он активно захватывает тепловые нейтроны.

Бор можно использовать для балансировки реактивности ядра реактора за счет изменения его количества. Самое важное, что добавлением бора в первичный контур в начале рабочего цикла топлива можно скомпенсировать очень высокую реактивность при замене топлива на свежее. Когда топливо выгорает и его реактивность падает, можно медленно уменьшить (развести водой) количество растворенного в воде бора для удержания баланса реактивности и сохранения режима критичности при заданной температуре. На рис. 12.5 показано, как концентрация бора, растворенного в первичном контуре, уменьшается со временем (приведен временной отрезок 18 месяцев). Эти графики называются *кривая разбавления бора* (Boron Letdown Curve), потому что разведение раствора выполняется постепенно, с использованием CVCS.

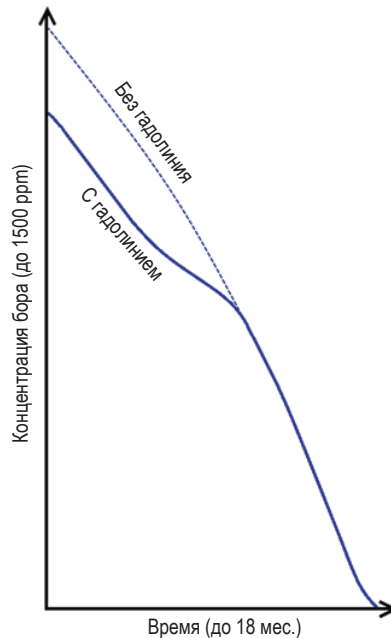


Рис. 12.5 ❖ Графики концентрации бора со временем

Графики на рис. 12.5 отклоняются от прямых линий по нескольким причинам. Во-первых, вклад дозы бора в отрицательную реактивность для разного количества бора разный. Чем больше бора в первичном контуре, тем меньшее влияние на реактивность оказывают одни и те же изменения его концентрации. Каждая одна миллионная доля добавленного бора может изменить реактивность на  $-6$  миллинаилов в начале рабочего цикла топлива, а в конце цикла изменение реактивности возрастает до  $-8$  миллинаилов. Во-вторых, изменение реактивности происходит при выгорании топлива из-за изменения распределения мощности, выделяемой в ядре.

Наиболее сильное отклонение от прямой линии имеет место в начале цикла. Это связано с преднамеренным отравляющим действием таблеток нового топлива с материалом, поглощающим нейтроны: гадолинием. Топливо разрабатывается так, чтобы нарочно уменьшить его реактивность на ранних этапах использования. Это делается, чтобы избежать применения очень высокой концентрации бора и сохранить температурный коэффициент замедлителя положительным.

Уменьшение бора в начале цикла также улучшает химические процессы в первичном контуре. Бор в нем находится в форме борной кислоты ( $\text{BH}_3\text{O}_3$ ). Она представляет собой, как говорят химики, слабую кислоту, но при этом для нейтрализации pH приходится добавлять в воду небольшое количество щелочи, обычно гидроксид лития ( $\text{LiOH}$ ). Если не применять гадолиний и использовать больше бора, то требуется добавлять в первичный контур больше  $\text{LiOH}$ . Но очень высокое содержание растворенного лития приводит к коррозии труб трубопровода, несмотря на то что они сделаны из нержавеющей стали, и его лучше избегать.

Гадолиний является выгорающим ядом. Это означает, что он проявляет значительный эффект только на первой половине рабочего цикла топлива и не сказывается на долговременном снижении реактивности ядра.

## 12.7. ПРОЦЕДУРА РАЗВЕДЕНИЯ БОРА

Обычно приходится разводить концентрацию бора на  $2-3$  ppm каждый день в течение всего цикла. Как узнать, пора ли это делать? Давайте подумаем, что происходит в реакторе. Когда ядро выжигается час за часом, его реактивность уменьшается, а снижение давления сказывается на мощности реактора. Но реактор отслеживает расход пара и поставяет столько пара, сколько потребляет турбина, оставаясь в критическом режиме.

На практике температура реактора слегка падает при увеличении мощности, большей, чем производит реактор. Снижение температуры увеличивает реактивность реактора (через влияние MTC и FTC) и принуждает реактор к соответствию требуемой турбиной мощности при пониженной температуре. По истечении нескольких часов температура реактора, скажем  $T_{\text{cold}}$ , медленно спадает, возможно, на несколько десятых долей градуса Цельсия. При слежении за  $T_{\text{cold}}$  это дает возможность определить время, когда пора немного уменьшить концентрацию бора.



Если этого не сделать, стержни управления автоматически выдвинутся на один или два шага для возвращения Tcold к его программируемому значению. Это другой сигнал о необходимости небольшого разведения раствора бора. Что имеется ввиду под словом «небольшого»? Возможно, несколько десятых долей литра деминерализованной воды, добавленной в первичный контур два-три раза в день в начале рабочего цикла возрастут до нескольких сотен литров ближе к концу цикла использования топлива. Когда концентрация бора уменьшается, требуется добавлять больше свежей воды чтобы получить то же изменение концентрации бора, что и в начале цикла. Чтобы было яснее, представим первичный контур с концентрацией бора 1000 ppm. Если заменить десятую часть этого раствора на чистую воду, концентрация бора станет на 100 ppm меньше. А если начальная концентрация будет 500 ppm, то же количество свежей воды даст уменьшение концентрации только на 50 ppm или, грубо говоря, увеличение реактивности на половину.

Изменение концентрации бора важно и в другом аспекте управления реактором. Бор может быть использован для выключения реактора или удержания его в выключенном состоянии при общей остановке предприятия. Если добавить много бора, то никакое охлаждение не вернет его в критический режим, несмотря на отрицательный температурный коэффициент. Иными словами, бор можно применить для надежного пересечения *границы отключения* (Shutdown Margin). Бор также может быть применен для компенсации больших медленных изменений реактивности вследствие изменения мощности, особенно вызванных ксеноном-135, с чем мы встретимся в следующих главах.

Вы можете спросить, а что делать, когда весь бор уже через разведение водой выведен из первичного контура? Это имеет место, когда уже пора выключать реактор: это уже сигнал к перезагрузке топлива. Об этом будет в главе 21.

# 13

## Выход на новый уровень

В главе 7 мы рассматривали, как ввести PWR в критический режим и увеличить его мощность до нескольких процентов от полной. Вы поняли, что произведенный в этом режиме пар просто выпускается без выработки чего-либо полезного... пока. В этой главе мы рассмотрим, как заставить реактор вырабатывать электричество.

### 13.1. Стабильность при малой мощности

Вспомним о нескольких вещах, которые имеют место при работе реактора на малой мощности:

- $T_{hot}$  растёт выше  $T_{cold}$ . Это показывает, что в воду добавляется достаточно энергии, чтобы ее температура возросла при движении от дна к вершине ядра реактора;
- скорость, с которой сбрасывается пар, увеличивается, и приходится увеличивать подачу питающей воды для поддержания нормального уровня воды в парогенераторе. Чем больше вырабатывается тепла в первичном контуре, тем больше производится пара в парогенераторе и больше требуется для него воды, чтобы возместить расход пара;
- уровень воды в компенсаторе давления растёт. Сначала это мало заметно. До того как мощность реактора увеличится, средняя температура в первичном контуре реактора практически совпадает с  $T_{cold}$ . При увеличении мощности  $T_{hot}$  растёт, так что средняя температура в первичном контуре (грубо говоря, половина от суммы  $T_{hot}$  и  $T_{cold}$ ) также растёт. Со временем вы доходите до полной мощности, и средняя температура возрастает примерно на 16 °C. Даже небольшое изменение средней температуры влияет на плотность воды в первичном контуре, а когда она становится менее плотной, то занимает больший объем. Увеличенный объем менее плотной воды через трубопровод системы компенсации объема поступает в компенсатор давления. Это ведет к тому, что уровень воды в компенсаторе давления повышается при увеличении мощности реактора. В PWR компенсатор давления достаточно большой, чтобы отследить изменения плотности воды при

выходе реактора на полную мощность. Это означает, что не требуется добавлять или отливать воду в первичном контуре при изменении мощности реактора;

- скорость запуска реактора (SUR) упадет до нуля даже без перемещения стержней управления. Если вы вернетесь к главам, описывающим стабильность реактора, вы увидите, что температурные коэффициенты и топлива, и замедлителя приводят к снижению реактивности при увеличении температуры, сопровождающем увеличение мощности. При этом происходит уменьшение SUR до нуля, и, если не пытаться увеличивать мощность реактора, температура и реактивность придут в состояние равновесия.

## 13.2. ОБРАЩЕНИЕ С ТУРБИНОЙ

До этого пар, произведенный парогенератором, попросту выпускался. Это выполнялось его сбросом либо в атмосферу через управляемые оператором выпускные клапаны (PORV), либо через обходную систему турбины в холодильник. Последний вариант намного тише и позволяет сохранить воду для ее повторного использования.

Для того чтобы направить пар в холодильник турбины, необходимо запустить множество систем, которые обычно поддерживают штатную работу турбины. Как я уже упоминал, холодильник нуждается в вакууме для конденсации пара при температуре как можно ниже. На самом деле конденсация пара сама по себе поддерживает вакуум, но, чтобы запустить процесс, необходимо отсосать воздух, для чего требуется вакуумный насос.

Турбина нуждается в смазке, а для этого нужны масляный насос и система охлаждения масла. Также требуется герметизация концов вала турбины, примыкающих к ее корпусу, обеспечивающая исключение потерь пара или вакуума. В большинстве турбин это выполняется с помощью сальников, в которые подается небольшое количество пара вокруг вала. Это похоже на герметизацию вала насоса охлаждения в первичном контуре реактора – часть пара попадает внутрь турбины, а часть наружу, но в целом обеспечивается герметизация вала турбины.

Сальники работают эффективно, если вал вращается, так что турбина оснащена маленьким электромотором, вращающим вал при малых скоростях (валоповоротное устройство). К сожалению, если просто попытаться запустить вращение вала с помощью валоповоротного устройства, ничего не получится. Вал турбины вместе с лопастями весит несколько сотен тонн, и даже с применением смазки не так-то легко его привести в движение. Конструкторы нашли решение этой проблемы с помощью системы *гидроподъема* (Jacking Oil). Система гидроподъема накачивает масло (такое же, как и смазочное) под высоким давлением в подшипники вала. При этом вал отрывается от подшипников, что дает ему возможность начать вращение со скоростью нескольких десятков оборотов в минуту. Система гидроподъема дает удивительный эффект. При обслуживании турбины и при исправных

подшипниках включение системы гидроподъема дает возможность проверить вал турбины вручную!

Циркуляция пара и питающей воды через парогенератор и холодильник турбины дает возможность управлять их химическим составом. Например, при поступлении пара в холодильник растворенные газы могут быть выделены и удалены посредством насосов газоудаления. Аналогично можно добавить в питающую воду такие химикаты, как аммиак и гидразин, которые минимизируют коррозию в трубопроводных системах.

На конце вала турбины находится генератор. Более пристально мы его рассмотрим позже, а пока я упомяну лишь о том, что большие генераторы обычно охлаждаются с помощью водорода и имеют масляную систему герметизации для удержания водорода внутри генератора.

Наконец, имеется еще отдельная система смазки, используемая для обслуживания запорных и регулирующих клапанов. Так как эти клапаны работают при высокой температуре, для них используется специальное *огнестойкое масло* (Fire Resistant Fluid – FRF). На рис. 13.1 показаны все системы, которые требуются для подготовки к запуску турбины с использованием пара. При некоторой удаче эта подготовка может быть выполнена, пока реактор запускается на малую мощность.

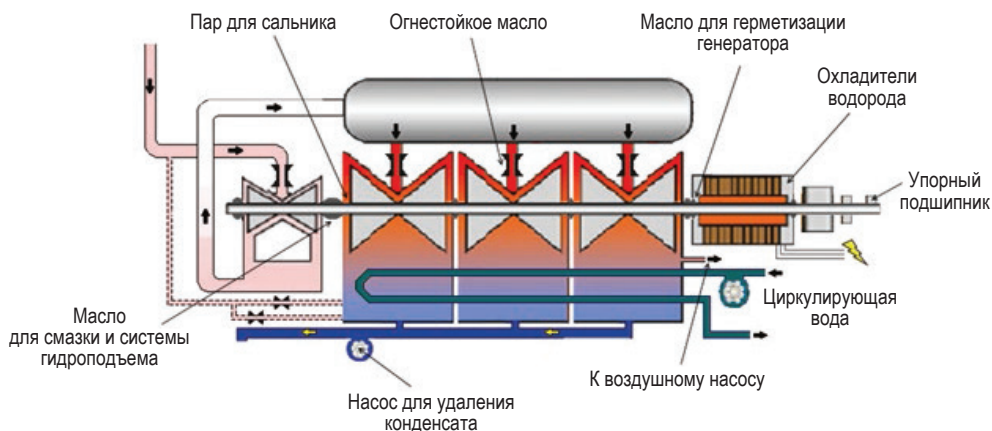


Рис. 13.1 ❖ Системы обслуживания турбины

## 13.3. ЗАПУСК ВРАЩЕНИЯ

Когда вал турбины медленно вращается под управлением систем его обслуживания, все, что вам осталось, – это открыть запорные клапаны и затем слегка приоткрыть регулирующий клапан. Подавая менее половины процента пара, требуемого для достижения полной мощности турбины, вы увидите ускорение вращения вала. При этом скорость вращения возрастет от скорости валоповорота (несколько десятков оборотов в минуту) до нормальной скорости 1500 об/мин. Как только вы этого достигните, можете увидеть, что

клапаны сброса пара слегка закрыты, так как через турбину подается лишь часть произведенного пара, но это еще не оказывает воздействия на реактор.

Вы можете увеличить скорость вращения вала турбины на несколько сотен об/мин каждую минуту, но при прохождении пара через лопатки турбина будет нагреваться, что может вызвать проблемы с вибрацией и зазорами в турбине. Это огромная машина, и обычно существует диапазоны скоростей, которые при увеличении скорости вращения от низкой к высокой следует проходить медленно, а другие быстро в соответствии с прописанными инструкциями!

Когда достигнута полная скорость вращения вала турбины, появляется возможность провести опробование турбины разгоном. Если еще немного увеличить скорость вращения (скажем, на 10 % или около того), турбина должна отключиться за счет быстрого срабатывания запорных и регулировочных клапанов, что исключает поломку турбины из-за слишком быстрого вращения. Отключение турбины при превышении скорости вращения вала очень важно: если произошло внезапное отключение генератора от сети, а запорные и регулировочные клапаны открыты, скорость вращения может возрасти так, что вызовет поломку, возможно, катастрофическую. Отключением турбины при превышении скорости вращения вала может это предотвратить.

Когда опробование турбины разгоном выполнено, можно вновь включить турбину, открыв запорные и регулировочные клапаны (но немного), а затем вернуть скорость вращения к 1500 об/мин.

## 13.4. Синхронизация

Пока генератор еще не вырабатывает электроэнергию, настало время пристальнее посмотреть на генератор. Как я уже упоминал, генератор состоит из двух основных частей: статора (потому что он не вращается, т. е. стационарен) и ротора (вращающегося). И ротор, и статор имеют обмотки из медных полосок. В статоре между некоторыми медными полосками проложены каналы для протекания охлаждающей воды. В роторе это невозможно, поэтому для охлаждения используется водород, обдувающий ротор и поступающий затем в холодильник, уносящий тепло прочь. Почему водород? Потому что его физические свойства хорошо подходят для удаления тепла и он дешевый. Гелий был бы хорош тоже, к тому же он негорючий, но очень дорогой.

Через обмотки ротора протекает электрический ток, создающий магнитное поле. Этот ток создается маленьким генератором, соединенным с валом турбины и называемым *возбудитель* (Exciter). Обычно в больших турбинах применяется двухкаскадный возбудитель: маленький генератор с постоянными магнитами (*первичный возбудитель* – Pilot Exciter), служащий для возбуждения магнитного поля для более крупного *главного возбудителя* (Main Exciter), который и генерирует ток для ротора турбины.

Все это делает ротор генератора сложным и большим. На рис. 13.2 приведена фотография ротора генератора от турбины мощностью 600 МВт во время проверки перед установкой в генератор. Он весит 70 т.

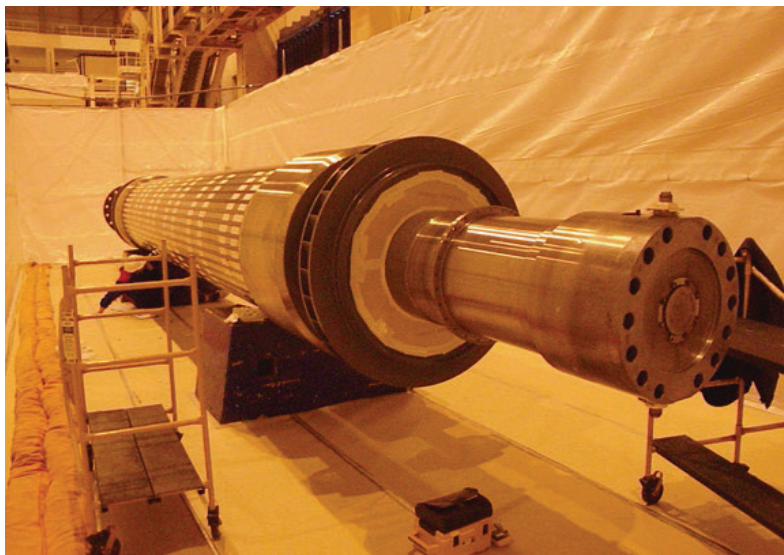


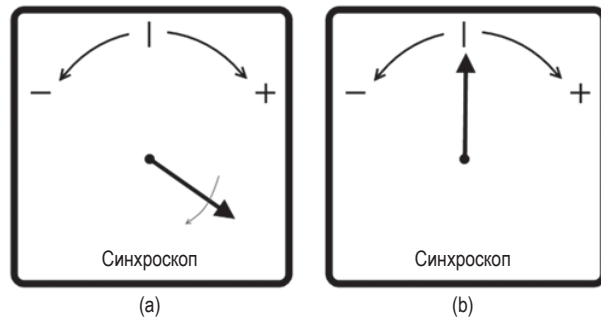
Рис. 13.2 ❖ Ротор генератора

Напомним, что лопатки в турбине вращаются со скоростью 1500 об/мин. Они соединены с ротором генератора, вращающимся с такой же скоростью. При работе возбудителя на ротор подается большой электрический ток, который формирует вращающееся магнитное поле. Однако, пока статор не соединен с электросетью, поставлять энергию вовне невозможно.

В системе имеется быстродействующий выключатель, расположенный между статором генератора и трансформатором, передающим энергию в сеть, но, если его просто замкнуть, это весьма вероятно приведет к большим неприятностям. Существует возможность того, что частота напряжения, вырабатываемого турбиной, не точно совпадает с частотой сети. И даже если они совпадают, они могут оказаться не в фазе. Вспомним, что генератор вырабатывает трехфазное напряжение 20 000 В на частоте 50 Гц. Если замкнуть выключатель не в фазе с сетевым напряжением или когда частоты генератора и сети не совпадают, возникнут аномальные электрические возмущения в генераторе, и существуют все шансы, что турбина будет поломана, а вместе с ней и здание, где она расположена.

Для того чтобы избежать этого, надо использовать синхроскоп. Это простой прибор, который измеряет частоту и фазу тока, произведенного генератором, и частоту и фазу тока в сети, до выключателя. Синхроскоп отображает разности этих параметров стрелкой на шкале (рис. 13.3). Нельзя замыкать выключатель до тех пор, пока оба этих параметров не совпадут друг с другом. Для этого приходится подстраивать скорость ротора генератора и фазу вырабатываемого напряжения до тех пор, пока они не придут в хорошее совпадение. Это регистрируется по показаниям прибора – стрелка должна быть неподвижна и занимать вертикальное положение. Когда и частота, и фаза выходного напряжения генератора совпадают с таковыми у сети, можно включать выключатель для соединения статора с сетью.





**Рис. 13.3** ❖ Синхроскоп.

- (a) Движущаяся стрелка указывает на различие частот генератора и сети.
- (b) Неподвижная стрелка указывает на равенство частот, а ее вертикальное положение – на равенство фаз

С этого момента турбина оказывается всегда завязана на сеть. Если изменяется частота сети, даже на немного, скорость вращения вала турбины делает то же самое. Магнитные поля, создаваемые ротором и статором, толкают друг друга и не позволяют генератору вырабатывать электроэнергию с частотой, отличной от сетевой, или отклониться от него по фазе. Это означает, что вы не сможете просто увеличить частоту вращения вала турбины, чтобы получить больше энергии. Так как же отправить в сеть больше энергии?

Можно подать больше пара в турбину, попытавшись, увеличив усилие на лопатках, ускорить вращение вала и ротора. В действительности удастся только увеличить момент силы на валу и роторе. Магнитное поле ротора станет «толкаться» с магнитным полем статора, определяемым напряжением сети, и пытаться заставить все генераторы и другое сетевое оборудование вращаться чуть-чуть быстрее. Но сеть большая, и вы не заметите измеряемых изменений в ней, но вы направили энергию в сеть или хотя бы попытались это сделать.

Кстати, это верно и для почти всех генераторов в сети. Все другие турбины по всей стране вращаются в фазе с вашей и на той же скорости (или кратной ей, в зависимости от числа обмоток статора). В большинстве ветрогенераторов вырабатываемая энергия синхронизирована с параметрами сети. Если вы посмотрите на группу ветрогенераторов, вы увидите, что их лопасти в одинаковом положении и вращаются с одинаковой скоростью (а если это не так, они не соединены с сетью). Это происходит потому, что магнитные поля в ветрогенераторах, как и в нашей турбине, связаны с сетью электропитания.

Если все генераторы в сети вырабатывают слишком много энергии по отношению к ее потребности, частота в сети возрастает. И наоборот, при нехватке вырабатываемой энергии по отношению к потребляемой частота падает. Это задача систем управления электросетью обеспечивать баланс между генерацией и потреблением энергии с тем, чтобы частота была все время близка к 50 Гц, и это нелегкая задача с учетом различия в потреблении электроэнергии, как вы видели в предыдущих главах.



## 13.5. УВЕЛИЧЕНИЕ МОЩНОСТИ ТУРБИНЫ

Когда вы впервые синхронизировали турбину с сетью, регулировочные клапаны позволяли вырабатывать генератору всего несколько десятков мегаватт электроэнергии. Это немного, по сравнению с полной мощностью в 1200 МВт, но гарантирует, что турбина поставляет энергию в сеть. Если это не так, сеть будет питать генератор как электромотор, что может привести к его перегреву.

При этом клапаны сброса пара слегка прикрыты, что позволяет обеспечить питание паром турбины, хотя, возможно, еще требуется сброс пара. Если закрыть клапаны сброса и открыть немного регулировочные клапаны, весь пар из парогенератора будет использован для турбины. Клапаны сброса закрыты. Сейчас реактор и турбина находятся в сбалансированном состоянии при малой мощности, и вы получаете немного электричества.

Следующий шаг – увеличение мощности реактора и турбины до их максимальных значений. Но это не быстро. Когда турбина вращается со скоростью 1500 об/мин, она может быть повреждена при попытке изменить ее мощность слишком быстро. Некоторые турбины выносят быстрые изменения лучше, чем другие. Обычно, допускают увеличение мощности на несколько мегаватт в минуту. Это означает, что потребуется от 5 до 10 ч до достижения полной мощности, в предположении, что нет ограничений, связанных с реактором, на скорость увеличения мощности.

В современных турбинах регулирующие клапаны управляются компьютерами. Когда турбина синхронизирована с сетью, вам требуется только ввести данные о требуемой нагрузке (в МВт) и скорости, с которой вы хотите достичь ее, и компьютер все сделает, отслеживая вибрацию, температурные расширения и другие проблемы, требующие решения при увеличении мощности.

Вы уже узнали, что PWR следит за потреблением пара, так что, кажется, можно увеличить мощность реактора, задав в компьютер требование увеличить ее. К сожалению, это немного сложнее, и об этом в следующей главе.

# 14

## Приступим!

### 14.1. УВЕЛИЧЕНИЕ МОЩНОСТИ РЕАКТОРА

Давайте вспомним, что произойдет, когда вы откроете регулирующий клапан вашей турбины. Вы направите в турбину больше пара, который начнет сильнее толкать лопатки, вал и ротор. Напряжение на выходе генератора будет толкать напряжение в сети, и туда станет поставляться больше энергии (электричества). Это все хорошо, и, возможно, это то, чего вы хотели. Но что произойдет с реактором?

Забирая больше пара из парогенератора, вы вызовете снижение давления пара. Это повлечет за собой снижение температуры пара  $T_{\text{steam}}$ , что также приведет к снижению температуры воды, направляемой в реактор  $T_{\text{cold}}$ . Снижение  $T_{\text{cold}}$  вызовет снижение температур топлива и замедлителя, по этой причине увеличение реактивности. Мощность реактора начнет расти до тех пор, пока не будет достигнут баланс между расходом пара, мощностью и температурой. Как оператору реактора, вам ничего делать не надо.

Но ваш реактор сейчас работает при «неправильной» температуре, выходящей за пределы запрограммированных значений. По этому сценарию реактор придет к более низкой температуре, чем вы хотели. Температура пара и его давление не будут соответствовать заложенным в конструкции значениям, что не позволит турбине работать достаточно эффективно. Что необходимо сделать – так это немного увеличить температуру в реакторе, и это можно сделать выдвиганием управляющих стержней на несколько шагов. Это увеличит реактивность, позволив температуре возрасти до достижения нового баланса, но при «правильной» температуре. Вы можете позволить системе управления реактором выполнить все это автоматически или вручную, с помощью пульта управления стержнями. Это все очень хорошо при малых изменениях мощности (в сторону ее повышения или снижения), а как насчет более существенных, таких как переход от очень малой мощности к полной? Ответ состоит в том, что управляющие стержни не подходят для управления реактором при больших изменениях мощности.

В PWR реактивность всегда снижается при увеличении мощности. Что я имею ввиду: при увеличении мощности растет температура и топлива, и замедлителя. И то и другое приводит к уменьшению реактивности из-за отрицательных знаков температурных коэффициентов замедлителя (МТС)

и топлива (FTC), которые складываются между собой (рис. 14.1). Приведенные на рис. 14.1 графики называются графиками дефекта мощности.

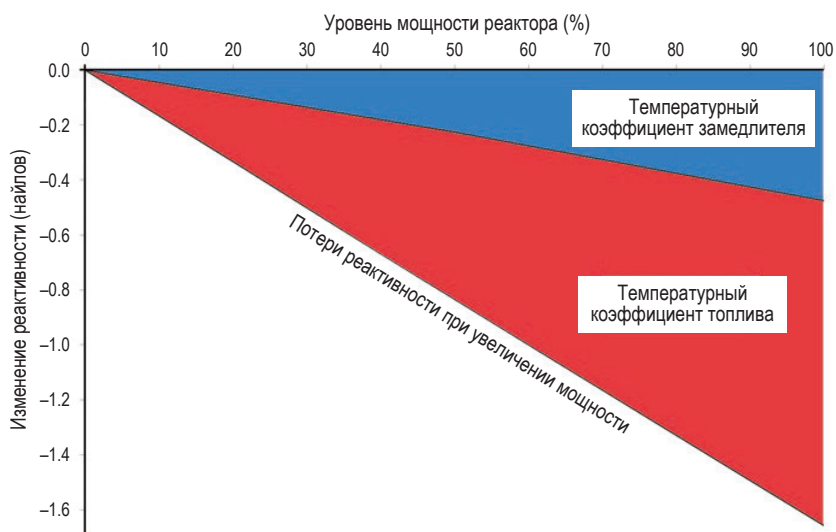


Рис. 14.1 ❖ Дефект мощности в середине рабочего цикла

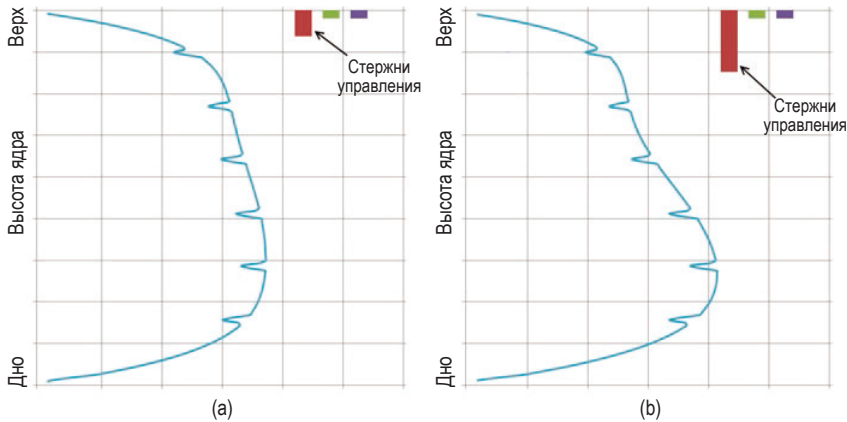
Графики на рис. 14.1 снимались при оптимальном для его конструкции значении температуры. Как вы уже видели, МТС зависит от концентрации бора в первичном контуре, которая в свою очередь зависит от того, как долго реактор проработал в своем рабочем цикле. На самом деле подобные графики различаются для каждой точки рабочего цикла. Графики на рис. 14.1 построены для примерно середины рабочего цикла реактора. Как видно из этих графиков, и МТС и FTC вносят вклад в изменение реактивности, но FTC немного больше. Однако к концу рабочего цикла влияние МТС становится вдвое больше.

По оси ординат шкала приведена в найлах, так что видно, какое сильное влияние оказывает дефект мощности. Все стержни управления оказывают более сильное влияние (около 8 найлов), но это не так верно, так как ряд сборок стержней управления предназначены для глушения реактора, и при работе реактора в критическом режиме они полностью вынуты, а управлять их положением невозможно. Вытаскивание остальных стержней управления не позволяет преодолеть эффект дефекта мощности, если только они не были введены глубоко, при работе на малой мощности. Есть и еще одна проблема: стержни управления искажают распределение мощности в реакторе.

## 14.3. РАСПРЕДЕЛЕНИЕ МОЩНОСТИ

На рис. 14.2 показано распределение мощности (от верха до дна) при работе его на полной мощности. Это распределение мощности получено для части рабочего цикла реактора с управляющими стержнями, почти всеми

вынутыми из реактора. Зубцы на графиках связаны с сетчатой формой топливных сборок и поглотителей нейтронов. Легкое увеличение мощности в нижней части реактора связано с более холодной водой там, обеспечивающей большую реактивность, чем в верхней части. Физики используют два термина для описания распределения мощности: *осевое смещение* (Axial Offset) или *осевую разность мощности* (Axial Flux Difference – AFD), но оба они просто описывают разницу мощностей в верхней и нижней частях ядра (в процентах).



**Рис. 14.2** ❖ Кривые распределения мощности реактора по его высоте при вынутых стержнях управления (a) и при введенных (b)

На рис. 14.2b стержни управления более глубоко введены в реактор, чем на рис. 14.2a. Для получения одинаковой в обоих случаях мощности реактивность сбалансирована бором. Введение стержней управления так изменяет распределение мощности, что ее значительная часть начинает выделяться в нижней части ядра. Это означает, что таблетки топлива в нижней части выделяют больше мощности, чем при неискаженном ее распределении, и выгорают быстрее. Еще важнее, что тепло распада тоже больше выделяется в этих таблетках.

Концентрация мощности в одной части ядра повышает вероятность повреждения топлива при аварии в реакторе. Это причина, по которой стараются эксплуатировать реакторы PWR с максимально выдвинутыми стержнями управления, с AFD близким к нулю и максимально равномерным распределением мощности между верхом и низом ядра.

На практике как увеличить мощность реактора, не прибегая к стержням управления? Развести чистой (неборированной) водой воду в первичном контуре реактора, когда надо увеличить мощность, подаваемую на турбину. Можно это сделать даже чуть раньше, чем надо увеличить мощность. Это позволит скомпенсировать снижение реактивности из-за дефекта мощности. При увеличении мощности можно продолжить разведение воды или контролем Tcold и AFD, или следуя плану разведения, разработанного с помощью компьютерной модели ядра реактора.

Когда через систему управления химическим составом и объемом (Chemical and Volume Control System – CVCS) в первичный контур добавляется вода, избыток воды должен быть удален из первичного контура и как радиоактивные отходы отправлен для переработки. Можно с помощью таблиц и графиков определить, сколько требуется воды для разбавления. Но, возможно, вы увидите, что с помощью компьютера это можно сделать быстрее и надежнее. Цель – достижение полной мощности реактора при запрограммированной его температуре с почти полностью вынутыми стержнями управления, – и для этого может потребоваться долив десятков тонн чистой воды

Когда достигнута полная мощность реактора и турбины, все ли будет стабильно?

Нет, к сожалению, нет. Существует еще один существенный аспект в физике реакторов, который следует понимать для успешного управления реактором. Это ксенон, и он ужасен...

## 14.4. Йод и КСЕНОН

Из около 6 % урана-235 при распаде в качестве продуктов распада образуют йод-135 (I-135). Йод-135 за счет бета-распада превращается в ксенон-135 (Xe-135). Обычно Xe-135 дальше превращается в цезий-135, который почти стабилен. Не считая радиации, это вроде бы побочный результат реакции, и ни один из этих элементов не оказывает прямого воздействия на реактор. Однако Xe-135 очень прожорлив в части захвата нейтронов. Он захватывает их множество! Так что иногда атомы Xe-135 захватывают нейтроны (образуя Xe-136) быстрее, чем распадаются. На рис. 14.3 этот процесс показан с помощью пиктограмм.

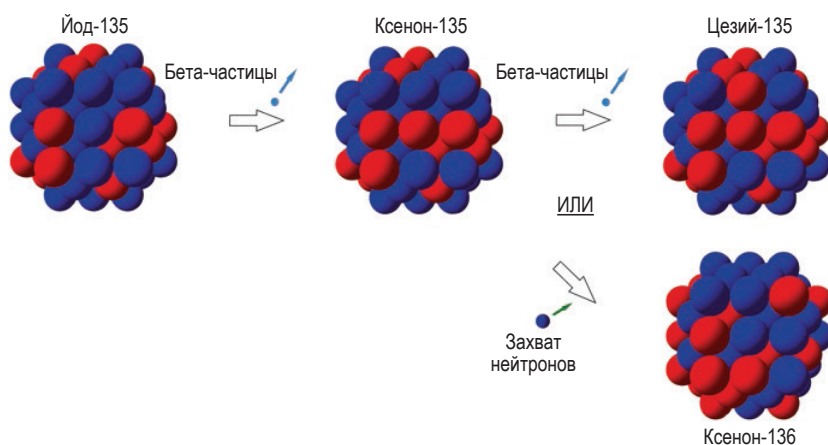


Рис. 14.3 ❖ Образование ксенона-135 и его дальнейшие превращения

Ксенон-135 в реакторе, захватывая нейтроны, создает вклад в формирование отрицательной реактивности. Ксенон-135 является ядом для реактора.

Но поведение ксенона при изменении мощности реактора является важным и интересным при управлении PWR. I-135 имеет период полураспада шесть с половиной часов. Для Xe-135 это время немного больше 9 ч. Эти временные интервалы достаточно короткие, чтобы оказать заметное влияние на управление реактором, и остаются интересными только для физиков.

## 14.5. НАКОПЛЕНИЕ КСЕНОНА

Давайте запустим реактор, который простаивал несколько дней. За это время все атомы I-135 и Xe-135, которые были созданы за время предыдущей работы, распадутся. Реактор не содержит ксенона. А теперь запускаем реактор... и он начинает вырабатывать I-135 как продукт распада урана. За последующие несколько часов часть I-135 распадется до Xe-135. При увеличении мощности реактора растет скорость выработки I-135 и, следовательно, Xe-135. Но вследствие их распада со временем, когда скорость распада сравняется со скоростью выработки ксенона и йода, наступит равновесие для уровней каждого из них. На самом деле все немного сложнее для Xe-135, потому что часть его исчезает вследствие распада, а часть из-за захвата нейтронов превращается в Xe-136. Мы к этому вернемся позже.

На рис. 14.4 приведены графики зависимости концентраций I-135 и Xe-135 в зависимости от времени при нереально быстром увеличении мощности от нуля до полной. Вы видите, что и I-135, и Xe-135 достигают стабильного уровня, причем Xe-135 отстает от I-135. На реактивность реактора влияет только Xe-135, и, как следует из рис. 14.4, даже после достижения стабильного уровня мощности реактивность будет изменяться. Из-за роста концентрации ксенона в следующие 2–3 дня приходится продолжать долив чистой воды

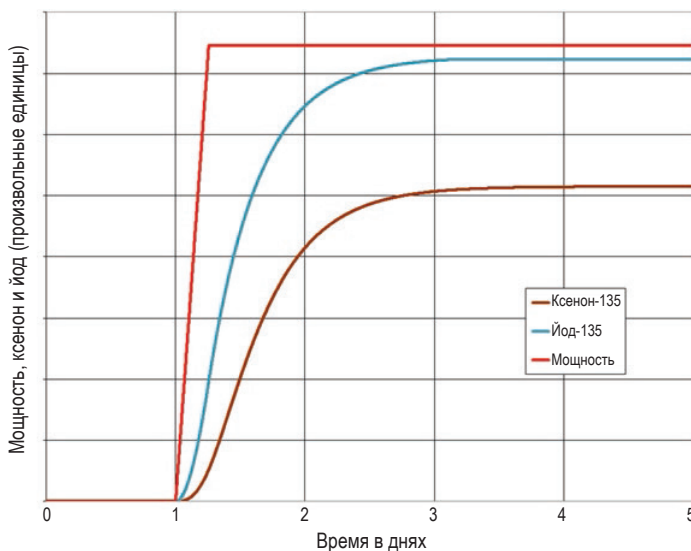


Рис. 14.4 ❖ Создание ксенона

в первичный контур (хотя и с меньшей скоростью, чем при увеличении мощности реактора) для компенсации спада реактивности из-за влияния ксенона.

## 14.6. Ксенон после выключения

Поведение ксенона после выключения реактора является еще большей проблемой. Вы можете вообразить, что после выключения реактора ксенон просто распадется, но это не то, что происходит. Концентрация ксенона растет! В момент выключения реактора уровень Йода-135 соответствует мощности реактора перед выключением. I-135 распадается от этого уровня с периодом полураспада 6,5 ч. Однако его распад сопровождается выработкой Xe-135, причем с той же скоростью, что была до выключения реактора.

А теперь подумаем о процессах удаления Xe-135. Естественный распад до цезия-135 будет продолжаться, как и раньше, но это только половина картины. Уровень содержания Xe-135 поддерживался в равновесии еще за счет захвата нейтронов. Но после выключения реактора поток нейтронов почти исчезает, и этот механизм останавливается. В реакторе выработка Xe-135 начинает превышать его потери, так что содержание Xe-135 растет, а его негативное влияние на реактивность увеличивается.

На рис. 14.5 приведены графики изменения содержания йода-135 и ксенона-135 после выключения реактора. Сильное увеличение отрицательной реактивности из-за роста содержания ксенона-135 исключает возможность запуска реактора в течение примерно 20 ч после его выключения, когда концентрация ксенона-135 снизится до приемлемого уровня.

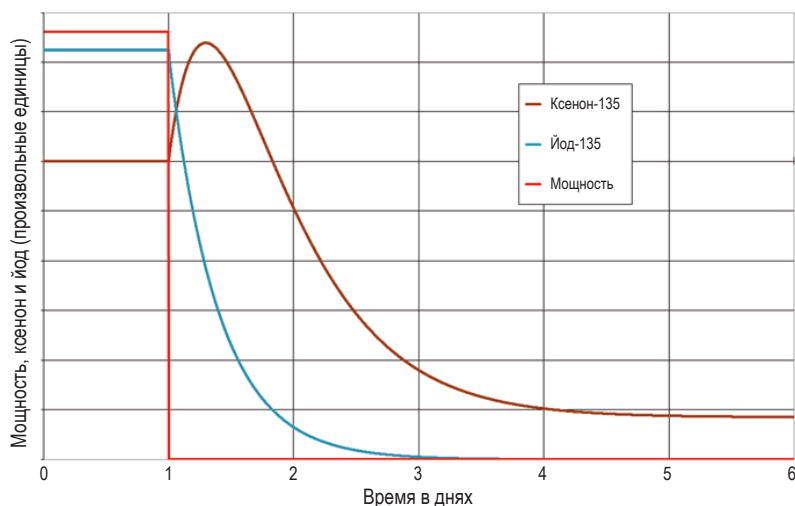


Рис. 14.5 ❖ Поведение ксенона-135 после выключения реактора

В ранних реакторах, таких как на предприятии *MAGNOX* (глава 22), возрастание концентрации ксенона после выключения приводило к тому, что



критического режима невозможно было добиться в течение 24 ч после выключения даже при полностью выведенных стержнях управления. В PWR для большинства рабочих циклов можно восстановить реактивность уменьшением концентрации бора в первичном контуре. Но даже при этом, если вы пытаетесь запустить реактор в течение нескольких дней после выключения, для расчета точки критического режима необходимо принимать во внимание переходной процесс изменения концентрации ксенона-135.

## 14.7. ЯНВАРСКИЕ РАСПРОДАЖИ

Некоторые люди с трудом понимают поведение ксенона, когда они начинают работать с реакторами, – я знаю, я проходил это! Я видел несколько попыток объяснить это, например, посредством соединенных между собой труб в бассейне, ничего из этого не показалось мне удачным. Итак, позвольте попытаться объяснить это на совершенно другом примере...

Представьте себе магазин в Уэст-Энде во время январских распродаж. Сотни человек проходят около магазина, и многие становятся в очередь снаружи. Некоторые из них в магазине скучают и уходят, не сделав покупки. Другие нашли желаемое по дешевке и потом ушли. Таким образом, достигается баланс между входящими в магазин и выходящими людьми. По этой аналогии люди в магазине подобны ксенону-135. Люди снаружи в очереди подобны йоду-135, а очередь представляет поток нейтронов (мощность) в реакторе.

Что произойдет при выключении? По нашей аналогии это если бы дешевые товары исчезли с полок – никто из посетителей не может купить ничего. Кое-кто уйдет из магазина, но некоторые из них бродят неподалеку, высматривая иллюзорные дешевые товары, так что они не хотят быстро уходить. На то, чтобы сообщение об отсутствии дешевых товаров достигло очереди снаружи, требуется время. До того, как это произойдет, люди еще будут заполнять магазин, как будто он полон товаров. Как и в реакторе, даже хотя дешевые товары пропали (поток нейтронов упал до нуля), число людей в магазине (ксенон-135) будет реально расти.

В конечном итоге история о пропавших дешевых товарах может быть расширена, и люди перестанут занимать очередь вне магазина (больше не вырабатывается йода). Когда давление в очереди падает, меньше людей попадают в магазин по сравнению с покинувшими его, и общее число входящих в магазин становится меньше ушедших, а общее число находящихся в магазине (ксенон-135) падает, достигая нуля, когда последний посетитель уйдет домой.

Вы можете использовать подобную аналогию для небольшого уменьшения или увеличения мощности реактора (изменения в поставке дешевых товаров). Например, если дешевка на полках возрастет (мощность возрастет), то число покупателей и тех, кто уходит из магазина, тоже увеличится. Однако людям в очереди требуется время для осознания изменений, и не следует ожидать, что они бросятся в магазин как можно быстрее. Это значит, что больше людей уйдет из магазина, чем зайдет, и будет спад числа людей в магазине, как и ксенона-135. И так далее...

Это не физика, но, может, помогло?

# 15

## Мощность, и как ею управлять

### 15.1. НАБОР ИНСТРУМЕНТОВ

Вы сейчас познакомитесь со всеми инструментами, которые требуются для управления реактором.

Для начала следует вспомнить понятие реактивности («насколько реактор дружелюбен к нейтронам»).

Это позволит увидеть связь между изменениями температур топлива и замедлителя в PWR и изменениями реактивности и мощности реактора. Существующая отрицательная обратная связь между ними обеспечивает стабильность реактора при небольших внешних изменениях, вызываемых, например, вами, оператором.

Между прочим, вы видели, как измеряется (или рассчитывается) мощность реактора и как быстро можно остановить реактор, хотя выключить остаточное тепловыделение вы не можете.

В рамках процесса запуска вы видели, что происходит при соединении реактора с турбиной. И опять, отрицательная обратная связь – в этом случае между изменениями температуры и давления в парогенераторе – оказывает сильный стабилизирующий эффект на всю установку, обеспечивая подстройку реактора под требования по расходу пара.

И наконец, вы видели влияние на реактивность растворенного бора, стержней управления, дефекта мощности и ксенона-135. Первые два из этих факторов находятся под вашим управлением, а остальные два связаны с тем, что вы делаете с мощностью реактора.

### 15.2. ПРАКТИЧЕСКИЙ ПРИМЕР: ЗНАЧИТЕЛЬНОЕ УМЕНЬШЕНИЕ МОЩНОСТИ

Представьте себе, что ваш реактор работал на полной мощности несколько недель. Он находится в середине его рабочего цикла. Все стабильно, тре-

буются малые или вообще никаких изменений положения управляющих стержней, и единственное что надо делать, это периодически доливать воду в первичный контур для удержания  $T_{cold}$  в пределах запрограммированных значений.

И тут вы получаете телефонный звонок: «У нас проблема с турбиной, вы можете снизить мощность до 75 %?»

Что делать?

Ясно, что большая красная кнопка не поможет – она полностью отключит все оборудование.

Вы можете броситься к панели управления чтобы начать вводить управляющие стержни. Но теперь вы, возможно, заметите, что введение стержней в ядро реактора вызывает только временный спад мощности, но на турбину по-прежнему поступает пар, соответствующий полной мощности. Несмотря на то что система немного остыла, мощность вернулась к своим 100 %, хотя и вне заданной температурной программы.

Но будем благоразумны. Если вы хотите уменьшить вырабатываемую мощность, начинать надо с турбины. Используйте компьютер, который управляет регулирующим клапаном для медленного его закрывания. Когда вы это сделаете, на турбину пойдет меньше пара, и ее выходная мощность упадет. В идеале скорость снижения мощности должна быть несколько мегаватт в минуту, но если вы спешите, то можно ее увеличить до нескольких десятков мегаватт в минуту, если только вы не делаете слишком больших изменений мощности в целом.

Когда регулирующий клапан начинает закрываться, из-за снижения расхода пара его давление возрастает. Растет давление и в парогенераторе, что влечет за собой повышение температуры и во вторичном контуре, и  $T_{cold}$ . Теперь мощность генератора начинает падать из-за влияния температурных коэффициентов топлива и замедлителя (или, если вы предпочитаете, влияния дефекта мощности), что уменьшает реактивность. Реактор подстраивается под турбину при снижении ее мощности. Как только  $T_{cold}$  выходит за пределы запрограммированных значений, управляющие стержни вводятся глубже, внося дополнительную отрицательную реактивность и ограничивая дальнейший рост  $T_{cold}$ .

Вы сейчас управляли реактором с помощью изменения мощности турбины. Вы уже видели это в главе 12, но здесь имеется одна проблема. Эти механизмы обратной связи хорошо работают при малых изменениях мощности, в то время как от вас запросили уменьшение мощности на 25 %. Если вы еще хотите использовать турбину, можете ввести стержни управления в ядро реактора очень глубоко. Но это приведет к искажению распределения мощности и, возможно, не разрешено инструкциями. На некоторых предприятиях даже имеются встроенные в системы автоматического управления пределы на перемещение стержней, препятствующие им перемещаться слишком далеко и тем самым исключающие достижение слишком больших значений  $T_{cold}$  при снижении мощности реактора.

Я ожидаю, что вы уже придумали, как решить эти проблемы, – конечно, добавлением бора в первичный контур. Так что вернемся к тому телефонному звонку...

## 15.3. Что делать в реальности

Кроме использования прямого пути управления турбиной, посмотрим на графики дефекта мощности в последней главе. Если вы снижаете мощность от 100 до 75 %, дефект мощности изменится на 0,4 найла (т. е. от  $-1,6$  до  $-1,2$  найла), или на +400 миллинайллов. Вспомним, что дефект мощности всегда вносит негативный вклад в реактивность, так что если он уменьшается, то это означает увеличение общей реактивности ядра. Если вы хотите компенсировать положительное изменение реактивности изменением уровня растворенного бора, вам надо увеличить его концентрацию на примерно 60 ppm ( $-400$  миллинайллов разделить на  $-7$  миллинайллов на 1 ppm – ухудшение реактивности на каждую миллионную долю бора).

Итак, что мы реально делаем:

- идем к панели управления системой контроля химическим составом и объемом (CVCS) и вводим команду на добавление бора в 60 ppm. Программа подскажет вам, как сосчитать это с учетом текущего уровня выгорания топлива. Теперь следует установить темп ввода бора с учетом желаемой скорости снижения мощности;
- устанавливаем требуемое уменьшение мощности на регулировочном клапане турбины, но еще не включаем его. Трубопроводы от системы CVCS очень длинные, так что придется подождать несколько минут, пока Tcold не начнет спадать, что указывает на начало действия бора, и вот сейчас можно начать снижать мощность турбины.

Сейчас вы увидите, что мощность реактора и турбины вместе снижаются, Tcold остается в пределах запрограммированных значений, а стержни управления совсем не движутся.

## 15.4. Контроль аксиального распределения мощности

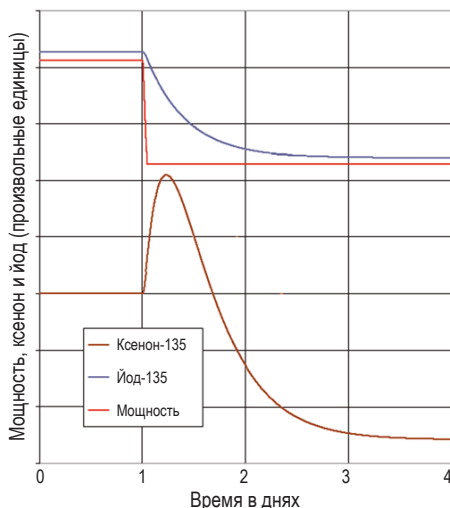
Снижение мощности реактора и турбины невозможно полностью автоматизировать. Когда вы уменьшаете мощность, верхняя часть ядра остывает немного быстрее, чем нижняя, что увеличивает реактивность верха ядра по сравнению с его низом. Это вызывает искажение аксиального распределения мощности (AFD) со смещением ее вверх, и AFD становится положительным. На большинстве электростанций установлены жесткие ограничения на AFD, так что это изменение распределения мощности нельзя оставлять бесконтрольным.

При выполнении снижения мощности за AFD необходимо тщательно следить. Если AFD становится слишком большим, необходимо приостановить подачу бора на несколько минут. При меньшем количестве бора в первичном контуре температура в реакторе будет возрастать при снижении мощности турбины. При увеличении Tcold управляющие стержни будут автоматически введены в ядро реактора с целью удержания заданного уровня Tcold. При

введении стержней имеет место также искажение распределения мощности, но с отрицательным знаком (внизу выделяется больше энергии, чем сверху). Если вы счастливчик, то у вас есть компьютерная программа, которая подскажет длительность паузы в добавлении бора для удержания AFD в заданных пределах. Если нет – остается только тщательно следить за оборудованием. Продолжительная практика на симуляторах поможет, не беспокойтесь, учебно-тренировочный департамент будет иметь нужные симуляторы!

## 15.5. И КСЕНОН

Когда вы достигли 75 % мощности и в реакторе, и в турбине, все ли сделано? Нет, к сожалению, не все. Изменение мощности реактора вызовет изменение уровня ксенона-135. Если вы уменьшаете мощность реактора, то это подобно мини-выключению его, как это показано на рис. 15.1



**Рис. 15.1** ❖ Изменение концентрации ксенона-135 после снижения мощности реактора

Так же как и после выключения реактора, если вы уменьшите его мощность, равновесный уровень йода-135 будет соответствовать тому, который был до снижения мощности. I-135 будет распадаться от этого уровня к новому равновесному состоянию, но не мгновенно, а с периодом полураспада 6,5 ч. И снова распад I-135 будет порождать ксенон-135, и сразу после снижения мощности скорость образования Xe-135 будет такой же, как и до снижения мощности.

Естественный распад Xe-135 будет продолжаться как и раньше, но теперь поток нейтронов составляет всего 75 % от того, какой он был при полной мощности. Это означает, что устранение Xe-135 за счет захвата нейтронов

ослабеет. Как и при выключении, реактор будет вырабатывать Xe-135 больше, чем терять, и уровень ксенона-135 и его негативное влияние на реактивность первоначально будут возрастать.

В отличие от случая с выключением реактора это еще не конец истории. Содержание Xe-135 будет падать к новому, более низкому уровню. Как долго это будет продолжаться и как велико будет первоначальное возращание Xe-135, зависят от того, как быстро и насколько уменьшена мощность реактора. Можно ожидать «ксенонового броска» в течение десятков часов после снижения мощности. На практике это означает, что как только завершено добавление бора для снижения мощности, приходится начинать добавление воды, чтобы скомпенсировать влияние ксенона. Через несколько часов может потребоваться вновь добавление бора, и так до тех пор, пока не наступит равновесие.

И вы встретитесь со всеми этими вещами снова, если, наоборот, решите вернуться к мощности 100 %. При этом вначале будет провал в содержании ксенона из-за того, что его производится меньше, чем удаляется, а затем долговременное увеличение (рис. 15.2).

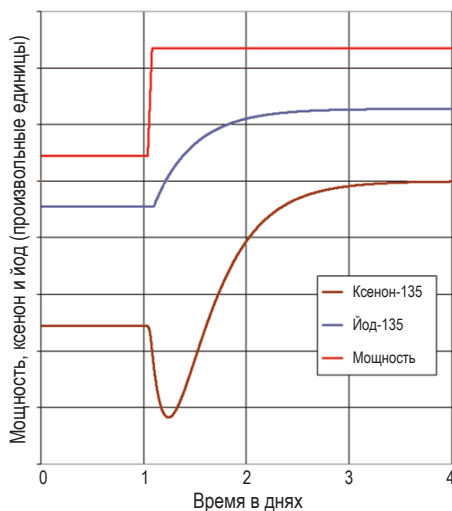


Рис. 15.2 ❖ Изменение концентрации ксенона-135 после повышения мощности реактора

## 15.6. ГИБКАЯ РАБОТА

PWR очень прост в управлении при работе в стационарном режиме на полной мощности. Большинство PWR в мире так и работает (как базовые генераторы), потому что они встроены в электрическую сеть, куда они поставляют лишь небольшую часть энергии. Это позволяет другим электростанциям, позволяющим более легко изменять свою выходную мощность – таким, как угольные, гидроэлектростанции и газотурбинные станции с изменяемым

циклом, – быть использованными для обеспечения соответствия поставляемой в сеть энергии потребности на нее, минута за минутой, час за часом.

В Великобритании, за редким исключением, атомные электростанции всегда работают как генераторы для обслуживания базовой нагрузки. Это обеспечивает комфортное положение для их операторов, загодя предупреждаемых об изменениях в генераторах, соединенных с сетью. Многие из больших генераторов с углем в качестве топлива выводятся из эксплуатации, а оставшиеся имеют ограниченную продолжительность жизни. Газ становится все более дорогим, и сейчас становится все больше систем с использованием энергии ветра и солнечного света. Их недостаток – плохая управляемость. Эти причины диктуют необходимость усовершенствования атомных станций – как в физическом плане, так и в коммерческом, – чтобы достичь большей гибкости в их работе, что позволило бы применять их не только как генераторы для обслуживания базовой нагрузки.

К счастью, для этого есть хороший прецедент: Франция. Во Франции свыше 50 PWR, генерирующих около 80 % электроэнергии. Хотя они могли бы экспортировать много электроэнергии своим соседям (включая Великобританию), они не могут держать все свои станции работающими при полной мощности все время. Некоторые из них обеспечивают гибкость.

На простейшем уровне это означает, что некоторые PWR во Франции предназначены для управления сетью при снижении потребления, возможно, на 50 % в течение нескольких часов каждый день (или еще более вероятно ночью). Маневр, который при этом выполняется, был описан выше. Более значительное снижение потребления электроэнергии, возможно, по выходным дням, позволяет некоторые электростанции во Франции отключать вообще на несколько дней с их последующим перезапуском. Ничего из этого не представляет трудностей для PWR, особенно если есть несколько часов после предупреждения о необходимости смены режима. Однако это увеличивает возникающие радиоактивные отходы из-за частых добавлений бора и воды и влечет более сильный износ оборудования, происходящий из-за изменений температуры и давления.

Изменения мощности PWR сложнее выполнить в самом начале и в конце рабочего цикла его топлива. В начале цикла топливо еще не прижилось и более склонно к авариям, если мощность изменяется быстро. В конце цикла относительно большой объем воды требуется для разведения (одни и те же изменения в ppm бора требуют больше воды при его начальной низкой концентрации). Однако, если парк PWR достаточно велик (как во Франции), операторы могут выбрать, каким станциям работать гибко, а каким в режиме генераторов для обслуживания базовой нагрузки, тем самым избегая упомянутых выше проблем.

Некоторые из французских PWR имеют особенность конструкции, способствующую повышению гибкости работы: «серые стержни» (Grey Rods). Я уже описывал, что стержни управления изготовлены из смеси серебра, индия и кадмия. Это совместно с их размерами и формой делает их «черными поглотителями» для нейтронов. Другими словами, любой нейтрон, попавший в такой стержень управления, будет поглощен (по аналогии с «черной» поверхностью, поглощающей свет).



В некоторых французских PWR часть стержней управления имеют участки, в которых смесь Ag-In-Cd заменена на нержавеющую сталь. По отношению к нейтронам эти участки ведут себя как «серые», позволяя некоторым нейтронам высвободиться. Зачем это делается? Потому что такие стержни могут быть введены глубоко в ядро быстро и легко, уменьшая реактивность до нужного уровня, но без существенного искажения распределения мощности в реакторе. Иными словами, серые стержни могут быть использованы для изменения мощности взамен (или уменьшения) необходимости добавления бора или воды.

## 15.7. Следование за нагрузкой

В Великобритании на станции Сайзвелл Б (Sizewell B) серые стержни не используются, так что для изменения мощности применяются только черные стержни и бор, как это было описано выше. Однако ограниченная гибкость станции Сайзвелл Б конструктивно заложена использованием системы управления регулирующими клапанами, обеспечивая следование работы реактора за нагрузкой. Если требуется, они откликаются на малые изменения частоты в электросети, а мощность реактора следует за мощностью турбины в (сравнительно) узком диапазоне. Когда частота возрастает, регулирующий клапан слегка прикрывается, а когда она падает – приоткрывается. Мощность турбины при этом изменяется так, чтобы сгладить колебания частоты в сети каждую минуту (рис. 15.3). Ограниченный диапазон регулировки означает, что она не оказывает существенного влияния на износ оборудования всей станции.



**Рис. 15.3** ❖ Работа турбины при обслуживании базовой нагрузки и в режиме следования за нагрузкой

В более современных PWR, сконструированных в Великобритании, например таких как на станции Хинкли Поинт С (Hinkley Point 'C'), в сети с изменениями нагрузки обычно применяются серые стержни для более легкого достижения гибкости генерации совместно с обычными генераторами.

## 15.8. ПОСМОТРИМ ВПЕРЕД

Гибкость работы, изменение мощности и частые выключение и запуск станции все вместе делают работу оператора реактора весьма хлопотной. Необходимость выполнения любых этих процедур диктуется внешними условиями. Это может быть изменение в составе генераторов в современной электросети или коммерческие причины. Стажер-оператор реактора лет 20 назад, возможно, и не ожидал, что ему придется делать многое из этого. Урок состоит в том, что, если вы планируете использовать ваш реактор 60–80 лет, вы не можете ожидать, что все останется по-старому или будет использоваться по-старому, как в дни, когда реактор конструировался.

Позвольте привести пример: на электростанции МАГНОКС (MAGNOX) (глава 22) принятой практикой выключения реактора при почти полной мощности было нажатие кнопки отключения. На каждой станции это происходило, возможно, раз или два в год (я однажды разрешил выключить реактор таким образом при его мощности 900 МВт). Но не так давно я встретил одного из разработчиков станции МАГНОКС, и он спросил меня, всегда ли используется кнопка аварийного отключения? Он был несколько удивлен, когда я дал объяснения.

# 16

## Стационарная мощность – и все?

### 16.1. Слово Q

Итак, ваш реактор работает на полной мощности. Температура равна заданной, а содержание ксенона находится в равновесии. Электростанция производит свыше 1200 МВт электроэнергии; это примерно 3 % от общего потребления в Великобритании.

Но насколько спокойно в помещении главного пульта управления?

Давайте выберем момент подумать о том, как много автоматики может быть вовлечено в управление реактором.

Во-первых, как вы уже видели, PWR внутренне стабилен благодаря эффектам температурной обратной связи. Это приводит к тому, что «реактор следует потребностям пара». Так что если потребление пара турбиной постоянно, то и мощность реактора будет постоянной. Я еще к этому вернусь, потому что это не так просто, как кажется, но вашей первой мыслью может быть то, что автоматика вообще не нужна.

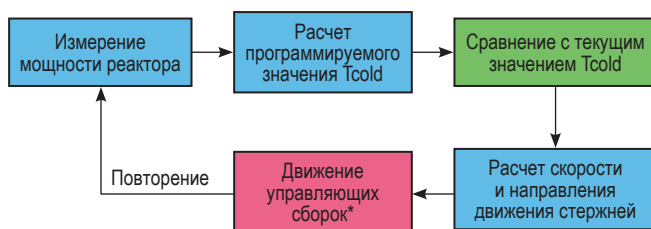
### 16.2. Выгорание

Реактор изменяется минута за минутой и час за часом по мере выгорания его топлива. Уран-235 теряется в реакторе за счет его распада. Происходит выработка плутония-239, но часть его распадается тоже, так что число способных к распаду ядер будет спадать. Более важно, что топливные таблетки накапливают продукты распада, некоторые из которых (как ксенон-135) захватывают нейтроны. Когда вы рассмотрите все эти эффекты, вам станет ясно, что реактивность топлива будет падать со временем, но реактор еще остается в критическом режиме и работает при полной мощности, согласованной с расходом пара. Так что же еще изменяется так, что

преодолевают рост отрицательной реактивности? Ответ – температура. Если ничего не делать, температура реактора ( $T_{cold}$  и  $T_{hot}$ ) будет слегка падать. Это медленное уменьшение температуры вернет реактивность к значению, при которой установка работает нормально. Это все происходит медленно: за день температура может упасть меньше чем на  $1^\circ$ .

И реактор, и остальное оборудование электростанции сконструированы так, чтобы при определенных температуре и давлении обеспечить максимальную эффективность. PWR имеет автоматическую систему коррекции температуры. Эта система передвигает управляющие стержни. Если сборки управляющих стержней выдвигаются на шаг или два, реактивность ядра увеличится и температура вернется к запрограммированному значению. Для оператора контроль движения стержней управления, индицируемый звуковым или световым индикатором, показывает, что произошел сдвиг реактивности.

Автоматическое передвижение стержней управления, осуществляемое *системой управления температурой реактора* (Reactor Temperature Control System – RTCS), является для оператора первой и простейшей из автоматических систем управления в реакторе (рис. 16.1). Но вспомним, что RTCS работает также во время переходных процессов и аварий, так же как в стационарном режиме. При одних авариях эта система уменьшает их опасность, но в других может делать только хуже!



\* Примечание: стержни управления движутся наружу, если  $T_{cold}$  ниже запрограммированного значения, и внутрь, если  $T_{cold}$  выше

**Рис. 16.1** ❖ Система управления температурой реактора (RTCS)

К сожалению, движение стержней из ядра влечет за собой перемещение распределения мощности в верхнюю часть ядра. Аксиальное распределение мощности (AFD) становится более положительным и может выйти за пределы ограничений. Также может возникнуть проблема, если вы, возможно, попытаетесь начать выдвигать стержни слишком далеко из ядра, так что не будет пространства для их дальнейшего выдвижения. Нужен другой путь увеличения положительной реактивности, и, конечно, им является возможность уменьшить содержание бора в первичном контуре. Это выполняется с помощью системы контроля химического состава и объема (CVCS), с которой вы уже знакомились раньше.

Графики концентрации бора со временем (глава 12) показывают, как требуется уменьшать концентрацию бора, чтобы скомпенсировать спад реактивности топлива. Типовым является снижение содержания бора на 2–3 ppm

в день, для чего оператор включает разведение чистой водой несколько раз в день. К концу рабочего цикла топлива требуется доливать все больше воды, чтобы уменьшить уже низкую концентрацию бора.

Обычно системы CVCS в PWR полуавтоматические. Если бы они были полностью автоматическими и их функционирование было бы нарушено, существовал бы значительный риск создания большого нежелательного изменения реактивности и остановки реактора. Наоборот, для добавления воды в первичный контур нужно подготовить необходимый ее объем для заправки в CVCS, затем включить процесс с контролем исправности насосов и клапанов. В процессе добавления воды в первичный контур приходится следить за температурой и при достижении ею требуемого значения остановить подачу воды.

## 16.3. ПЕРВИЧНЫЙ КОНТУР

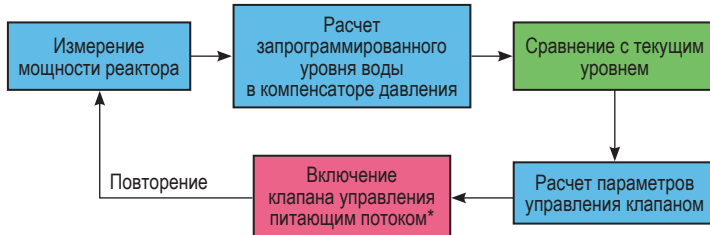
Существует еще два других параметра первичного контура, за которые ответственен оператор: давление и уровень воды.

Вы помните, что в компенсаторе давления имеются пузырьки пара над уровнем воды. Так что определяет этот уровень воды? Многие люди полагают (ошибочно), что на этот уровень влияет давление. Но жидкая вода почти несжимаема, даже при этих температурах и давлениях, так что небольшие изменения давления в первичном контуре не скажутся на изменении ее уровня. Вместо этого существует два других фактора, которые определяют поведение уровня. Это температура в первичном контуре и баланс потока в CVCS.

Температура в компенсаторе давления держится почти постоянной на уровне 345 °C, температуры кипения воды при давлении 155 бар. Однако температура воды в первичном контуре очень тесно связана с мощностью реактора. При нулевой мощности только из-за остаточного тепла, выделяемого ядром, температура воды может быть немного больше 290 °C. С другой стороны, при полной мощности реактора  $T_{cold}$  составляет около 290 °C,  $T_{hot} = 325$  °C, а средняя температура растет до почти 310 °C. Хотя вода почти несжимаема под воздействием давления, она будет расширяться и в соответствии с изменением температуры. Куда она расширится при увеличении температуры? Она выталкивается в компенсатор давления (проходя через трубопровод уравнивающей линии). Таким образом, уровень воды в компенсаторе давления реально поднимется при увеличении мощности реактора и упадет при снижении мощности или выключении реактора. Это значительный эффект, и возможное изменение уровня воды может быть выше половины высоты компенсатора давления, в зависимости от его размеров.

Я говорил, что вторым фактором, влияющим на уровень воды в компенсаторе давления, является баланс потока в CVCS – баланс между водой, поступающей в CVCS, и водой, откачиваемой назад через питающую систему и сальники насоса охлаждения реактора. (Вернитесь к главе 7, если вы забыли о CVCS.) В PWR применяется автоматическая система управления, которая изменяет питающий поток для поддержания этого всего в балансе (рис. 16.2).

Если уровень в компенсаторе давления слишком мал (для текущего уровня мощности), питающий поток увеличивается до тех пор, пока уровень не вернется к начальному значению. Если уровень слишком велик, питающий поток уменьшается опять до достижения нужного уровня. Это все довольно медленно, и имеется, при желании, возможность управления этими процессами вручную.



\* Примечание: клапан питающего потока открывается, если уровень в компенсаторе давления ниже запрограммированного значения, и закрывается, если он выше

**Рис. 16.2** ❖ Система управления уровнем воды в компенсаторе давления

Последним параметром, который следует контролировать в первичном контуре, является давление. Если надо немного увеличить давление, можно увеличить мощность, подаваемую на электрические нагреватели в компенсаторе давления. Это вызовет усиление кипения воды в компенсаторе давления, увеличение давления пара и, таким образом, рост давления во всей системе первичного контура. Если надо немного уменьшить давление, нагреватели следует выключить. Если давление надо снизить быстрее, следует открыть клапаны, подающие через форсунки в компенсатор давления воду в виде спрея из холодной ветви системы охлаждения. Ее температура примерно ниже 290 °С. Эта вода вызывает конденсацию части пара, имеющего температуру 345 °С, и тем самым снижение давления. Это намного быстрее, чем подстройка мощности нагревателей, и поэтому этот вариант следует применять с осторожностью!

В PWR и нагреватели, и клапаны подачи холодного спрея могут управляться автоматизированной системой поддержания давления в первичном контуре на желательном уровне (рис. 16.3). Обычно это 155 бар, но при нагреве и охлаждении давление может немного меняться (см. главу 21). Как показано на рис. 16.3, для поддержания нормального рабочего давления требуется небольшой нагрев. Он компенсирует ручеек воды, поступающей через форсунки, который в свою очередь используется для защиты клапанов от температурных ударов.

Наконец, стоит отметить, что в некоторых PWR имеются выпускные или предохранительные клапаны, которые оператор может открыть с пульта управления. Если такие клапаны есть на вашей установке, это еще один способ быстро уменьшить давление в первичном контуре.

Как опытный оператор, вы можете показать фокус, если, скажем, вы изменяли концентрацию бора в первичном контуре. Если вы выполнили зна-

чительное изменение, существует риск, что вода в компенсаторе давления может остаться при «старой» концентрации бора. Это может в последствии вызвать удивление, когда вода выйдет из компенсатора давления после остановки реактора.

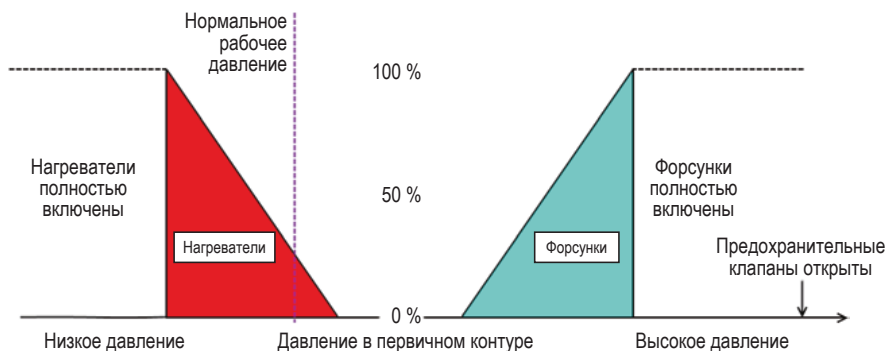


Рис. 16.3 ❖ Система управления компенсатора давления

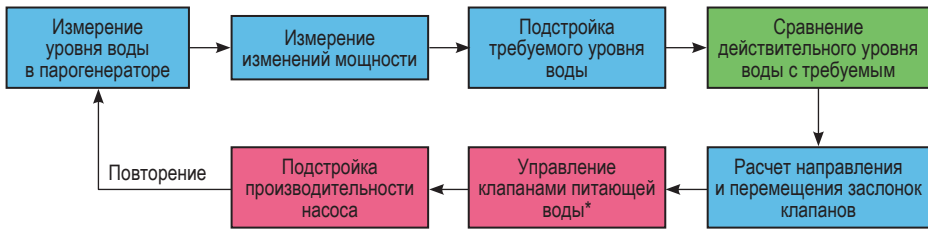
В этом-то и состоит фокус: переключить нагреватели на ручное управление и включить их все... Давление в первичном контуре возрастет, так как больше пара уйдет в пузырьки, но вскоре начнут открываться клапаны форсунок. Так как клапаны форсунок находятся под автоматическим управлением, они откроются ровно настолько, чтобы обеспечить баланс с нагревом, и давление перестанет расти. Почему так? Потому что в компенсатор поступает намного больше воды через форсунки и уходит из него в нижней части (для компенсации расхода воды из холодной ветви системы охлаждения через форсунки). При этом вода в компенсаторе давления будет активно перемешиваться без участия остальной части первичного контура, так что в исходное состояние система не вернется.

## 16.4. ПАРОГЕНЕРАТОР

Конечно, есть и другие уровни воды, о которых следует беспокоиться, и одним из них в парогенераторе. Изменения уровня воды в нем подвержены сложным воздействиям. По-простому этот уровень определяется балансом между водой, накачиваемой из питающего трубопровода, и водой, уходящей в форме пара. Но, как вы уже видели, на этот уровень будут влиять и переходные процессы при изменении расхода пара. Если внезапно потребуются больше пара, давление пара и давление в каждом парогенераторе упадет. При спаде давления пузырьки пара в пароводяной смеси расширятся, что приведет к первоначальному повышению ее уровня. Затем уровень начнет снижаться из-за воды, отбираемой в форме пара и возвращающейся в виде питающей воды. Существуют и другие эффекты, вызывающие изменения этого уровня, связанные с первичным контуром и температурой питающей воды.



Как я уже говорил, все это сложно, и никто, насколько я знаю, не управляет потоками питающей воды парогенераторов в PWR вручную. PWR имеет автоматическую систему управления потоками питающей воды через регулировку положений заслонок в клапанах и производительности насосов (рис. 16.4). Эта система получает информацию о мощности реактора, температуре и давлении и управляет уровнем воды в парогенераторе с учетом всех этих составляющих. Более того, уровень воды в парогенераторе может изменяться очень быстро при переходных процессах или авариях и может инициировать остановку реактора, если он меняется слишком быстро или медленно, вне очень узкого допустимого диапазона.



\* Примечание: положение заслонок клапанов зависит от мощности реактора

Рис. 16.4 ❖ Система управления уровнем воды в парогенераторе

## 16.5. РАСХОД ПАРА

Вся эта глава посвящена постоянной мощности, и расход пара предполагается фиксированным. В реальности же он имеет тенденцию к наибольшим изменениям.

Турбина работает под автоматическим управлением (как генератор для обслуживания базовой нагрузки). Все, что вам надо сделать, – это установить желаемую выходную мощность в МВт, и регулирующие клапаны, подающие пар на турбину, будут управляться так, чтобы в сеть поступала заданная мощность.

Но сеть не является полностью фиксированной нагрузкой, как бы нам этого ни хотелось. Частота сети слегка изменяется. Не сильно (обычно меньше чем на 0,1 Гц), но даже эти маленькие изменения оказывают влияние на нашу электростанцию. Когда частота сети меняется, скорость вращения вала турбины также меняется, как и скорости вращения всех больших насосов, включая главный насос морской воды, насосы питающей воды и даже насосы охлаждения реактора, и каждый из них оказывает влияние на общую эффективность электростанции. Некоторые вещи усложняют картину еще больше, например поток воды через ее подогреватели изменяется, что влияет на количество отбираемого пара, который требуется для подогрева воды. Это отражается на количестве пара, проходящего через турбину и генерирующего в итоге электричество, так что это еще один из факторов, влияющих на эффективность!

В главном пульте управления для поддержания постоянной мощности ректора приходится часто подстраивать мощность на несколько мегаватт в ту или иную сторону. Отметим, что чаще всего это приходится делать, когда потребление энергии из сети низкое (например, ночью, когда подключено мало оборудования, удерживающего частоту стабильной) или происходят быстрые изменения нагрузки. Это нельзя предусмотреть, но приходится быть готовым к таким происшествиям.

## 16.6. Что еще можно сделать?

Как вы могли увидеть, вас окружает множество автоматических систем управления, так что можно подумать, свободного времени у вас много? Но вы имеете дело с электростанцией, в которой используется, возможно, 200 000 единиц оборудования. Множество из него задействовано в обеспечении безопасности и не используется в выработке электроэнергии. Они пребывают в режиме ожидания, а не работы. Единственным способом убедиться, что, когда потребуется, они сработают правильно, являются испытания. Много времени тратится на проверку работы насосов, клапанов, оборудования для охлаждения и систем защиты. Конечно, их не испытывают в работе; проводятся измерения их параметров, регистрация результатов и оповещение инженеров в случаях, если что-то кажется проблемным.

Здесь приходится искать баланс между объемом испытаний и достоверностью их результатов. Слишком маленький объем испытаний не обеспечит уверенности, что, когда потребуется, оборудование сработает как надо. С другой стороны, слишком большой объем может привести к износу испытываемого оборудования и ошибкам в процессе испытаний, вследствие чего оборудование может оказаться неприменимым без ведома оператора. Испытания не бывают без риска. Вы, возможно, найдете, что правила на вашей станции, соответствующие государственным требованиям, включают несколько перечней испытаний. Как оператор, вы не имеете выбора, кроме как выполнить испытания в соответствии с государственным требованиям или даже остановить предприятие.

Испытываемое оборудование останавливать нельзя. Автоматические системы защищают предприятие и остановят его работу, если что-либо выйдет за заданные границы. Но вы не хотите, чтобы это случилось! Итак, вы должны быть готовы потратить много своего времени на проверку всех систем и выполнение корректировок, если что-то покажется вам имеющим тенденцию к неверной работе. Хороший оператор обеспечивает работу предприятия безопасной и стабильной, избегая переходных процессов и долгих остановок.

Ах, и что-то поломалось. Никогда не будет дня, чтобы не поломалась какая-нибудь из 200 000 единиц оборудования предприятия. По этой причине существует две или четыре (или больше) единицы оборудования, которые могут (почти) всегда повлечь остановку работы станции, причем при отсутствии реальных проблем. Конечно, большинство из этого оборудования

подвергается плановому обслуживанию. Вы регулярно обслуживаете свой автомобиль для снижения вероятности поломки, и нет разницы между автомобилем и оборудованием электростанции. Взамен других операторов вам нужны эксплуатационники, инженеры, планировщики и конструкторы для замены обветшавшего оборудования в течение срока жизни станции. Требуются также физики, химики, специалисты по радиационной защите, охранники и много других людей. В помещении главного пульта управления может находиться всего несколько человек, и не всегда они очень заняты, но сотни человек обеспечивают безопасность работы электростанции.

Однако остановимся и подумаем, сколько людей включено в отладку процессов, методик и обучение, чтобы направить деятельность персонала в правильном направлении. Когда говорят об авторитетном операторе, имеется в виду, что он может сделать все. Это одна из причин, по которым страны часто тратят многие годы на создание атомной промышленности, даже когда они имеют готовые решения в этой области.

## 16.7. ПРЕДСКАЗАНИЕ КРИТИЧЕСКОГО РЕЖИМА

Представим себе, что реактор работал на полной мощности, а затем выключился. Это произошло внезапно, и, как показано в главе 11, вам нужно знать, что делать дальше. В этом случае давайте предположим, что причина была найдена и устранена довольно быстро, так что вы готовы перезапустить реактор. Одна из вещей, с которыми вы знакомились раньше, – это информация о содержании бора в первичном контуре и положении управляющих стержней (и, возможно, время), при которых может быть достигнут критический режим. Я мог бы просто сказать, что это выполняется компьютером, но хороший оператор может выполнить эти вычисления и сам! Если вы близко знакомы с вашим реактором, непосредственно перед выключением вы должны знать (а лучше записать):

- уровень мощности реактора;
- концентрацию бора в первичном контуре;
- положение стержней управления.

Все, что вам надо знать, – это время нахождения реактора в выключенном состоянии и время, когда вы будете готовы ввести реактор в критический режим снова.

В чем еще надо быть уверенным, хотя это и не упомянуто выше, – это то, что непосредственно перед выключением реактор *был* в критическом режиме. Другими словами, все составляющие, обеспечивающие критичность в сумме, перед выключением должны были равняться нулю. Если вы знали, какие изменения были в реакторе непосредственно перед выключением, вы на полдороге к предсказанию достижения критического режима в следующий раз.

Так что изменилось?

Во-первых, вы реактор выключили! Это означает, что все стержни управления упали под своим весом в зону ядра и тем самым увеличили отрица-



способно привести к тому, что они займут положение, при котором при увеличении мощности они неблагоприятно повлияют на AFD. Из опыта работы с вашим реактором вы будете способны найти положение стержней управления для достижения критического режима, при котором в дальнейшем не возникнет проблем с AFD. Это то, что касается стержней управления при выборе условий обеспечения критического режима.

Конечно, в PWR существует и другой путь управления реактивностью: бор. Посмотрите на зазор на рис. 16.5, обозначенный зеленой пунктирной чертой. Я показал его как недостаток реактивности, которую хотелось бы иметь в планируемое время. Можно подсчитать, насколько следует изменить (в нашем случае разбавить) концентрацию бора в первичном контуре, чтобы привести реактивность ядра к нулю.

Если этот зазор составляет, скажем, 100 миллинайма, это указывает, что реактивность на 100 миллинайма меньше, чем требуется. Если вы уменьшите содержание бора для увеличения реактивности на 100 миллинайма (около 15 ppm бора), зазор исчезнет, и можно полагать, что цель достигнута. Зазор может быть и в другом направлении, положительным, как это показано на рис. 16.5 оранжевой пунктирной линией. Это указывает на слишком большую реактивность, которую следует скомпенсировать добавлением бора. Природа поведения ксенона после выключения реактора такова, что вы можете получить и положительный, и отрицательный зазор, но в обоих случаях выполнив расчеты, подстройку бором и стержнями, – и поехали!

Конечно, если у вас нет хороших записей условий перед выключением реактора или ксенон находится в сложном периоде накопления/распада, вручную выполнить требуемые расчеты невозможно. Остается только полагаться на компьютер. В противном случае к критическому режиму придется приближаться с осторожностью, как и в случае, если расчеты оказались не верны.

# 17

## Это все о безопасности

### 17.1. ИНТЕРВЬЮ

Если вам доведется брать интервью у персонала атомной электростанции, у вас может возникнуть желание задать такой вопрос: «Она безопасна?» Только этот вопрос, и больше ничего.

Подождите немного, чтобы интервьюируемый справился с затруднениями, вызванными желанием остаться честным при ответе. Оба ответа «Да» и «Нет» являются неудовлетворительными. Ответ «Да» указывает либо на то, что соответствующие испытания не были выполнены, либо что он отвечает то, что вы хотите услышать. Если он собирается ответить «Нет», то кто на земле возьмется за эту работу?!

Лучший ответ начинался бы словами «Да, но...».

Атомные электростанции, включая PWR, конструируются так, чтобы безопасность была важнее всего, но это не значит, что они полностью свободны от рисков. Люди, работающие на атомных электростанциях, полностью в курсе вопросов безопасности и рисков. В этой главе и последующих мы собираемся увидеть, как важно поведение каждого, кто управляет реактором. Но для начала я введу понятие «декларация безопасности».

### 17.2. СТРОИТЕЛЬСТВО МОСТА

Представим себе, что вам довелось конструировать автомобильный мост. Для начала необходимо принять несколько конструкторских решений, необходимых для работы.

- Какой должна быть длина моста? Сколько на нем должно быть полос движения?
- Из чего он должен быть сделан? Сталь, бетон, дерево?
- Какое архитектурное решение выбрать? Арочное, из коробчатых балок, подвесное, вантовое?

Теперь надо подумать о практических вопросах.

- Насколько мост должен быть прочен? Должен ли он выдерживать нагрузку от стоящих на нем автомобилей? А как насчет 40-тонного грузовика? И как насчет стоящих грузовиков?
- Как насчет аномальных нагрузок? Должен ли мост выдержать перевозку по нему 150-тонного электрического трансформатора, или для этого придется искать другую дорогу?
- Как глубоко придется закладывать фундамент для моста? Что за грунт вам встретится при закладке фундамента – скала или земля?

Теперь рассмотрим внешние условия.

- Бетон и сталь ведут себя по-разному при изменениях температуры, так какой максимальной температуре должен противостоять мост? А какова минимальная температура? Что случится, если погода будет еще хуже?!?
- Будет ли конструкция моста способна выдержать сильные дожди и снегопады?
- Насколько сильным ветрам должен противостоять ваш мост? Имеет ли значение направление ветра? Способен ли мост выдержать сильный ветер при движущихся по нему автомобилях?
- Каков срок службы моста? Если он через реку в районе ее эстуария, то не подвергнется ли его фундамент эрозии? А как насчет приливов и отливов или штормов? Если мост пересекает железнодорожные пути, сможет ли он противостоять ударам вследствие крушения поездов?
- А теперь представим себе, что сильный ветер, низкая температура, аномальная нагрузка и крушение поезда приключились одновременно...
- А как насчет землетрясения? Насколько сильное? Как часто?
- Лавины? Удар астероида? Атака инопланетян?

На этом остановимся. Я уверен, что вы поняли идею.

## 17.3. ДЕКЛАРАЦИЯ БЕЗОПАСНОСТИ

Как вы могли увидеть, перед началом строительства моста следует принять множество решений и представить доказательств. Вы, без сомнения, это все сделали и подготовили портфель документов для подтверждения *декларации безопасности* вашего моста (рис. 17.1). Декларация безопасности подтверждает, что ваша конструкция достаточно безопасна в части используемых материалов, конструкторских решений, стандартов и т. д. Она включает неожиданные ситуации и как мост сможет им противостоять. Хорошая декларация безопасности также ясно указывает границы, в пределах которых сконструирован ваш мост; удар астероида и вторжение инопланетян будет, вероятно, по ту сторону этих границ и основ проектирования вашего моста.

Примем во внимание, что могут быть обязательства в вашей декларации безопасности, например закрывать движение грузовиков в сильный ветер. Это означает, что вы нуждаетесь в применении ограничений, связанных с реальным миром; кто-то должен следить за скоростью ветра и иметь право закрыть движение по мосту, или это не будет отмечено в вашей декларации



безопасности! Это обеспечивает эксплуатацию моста в соответствии с регламентом, который нужно соблюдать. Если вы за эти правила выходите, вы их нарушаете.

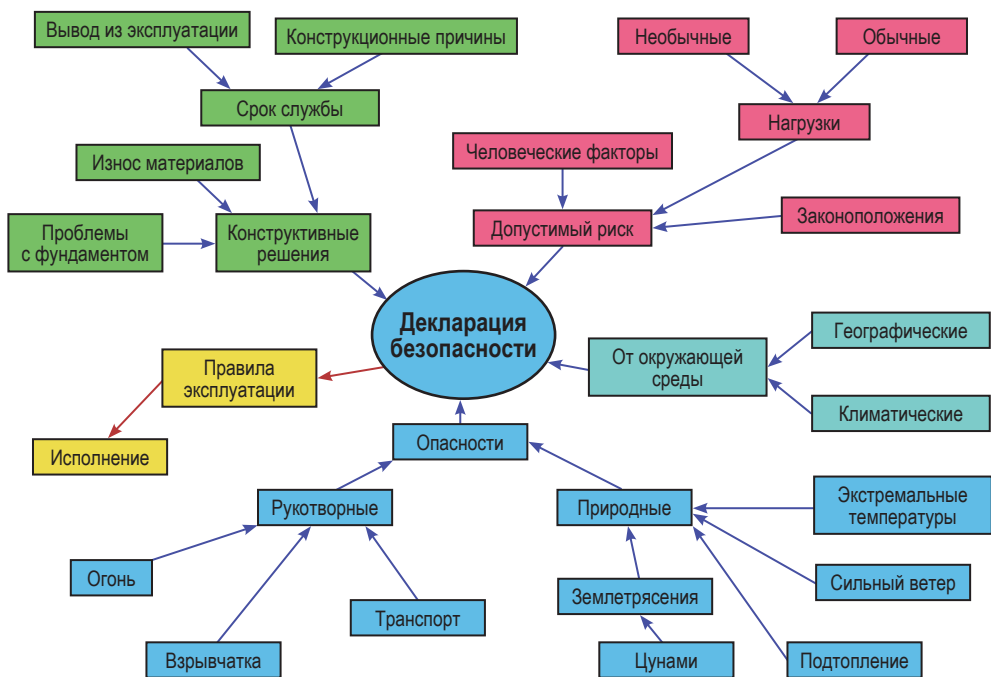


Рис. 17.1 ❖ Декларация безопасности

Идея написать все это состоит в том, чтобы дать возможность предоставить это вашим чиновникам (плановикам и пр.), когда вы собираетесь приступать к строительству. Постоянные записи о том, с какими вопросами вы столкнулись при проектировании моста, также помогут вам и другим инженерам выбрать правильные пути.

После обсуждения мостов остановимся и подумаем, как это упражнение может пригодиться при конструировании PWR. Для PWR вы встретитесь с теми же вопросами, касающимися выбора материалов, стандартов конструирования и опасностей, связанных с условиями окружающей среды. Но есть и важные различия. Для моста риск связан лишь с его падением. Для атомной станции риск состоит в неконтролируемом выбросе радиоактивных продуктов распада урана. В обоих случаях ключевым вопросом является избежание опасности для людей, но могут быть и другие аспекты, такие как экономические потери или вред окружающей среде. В мире работает свыше 450 атомных электростанций, и проектируется еще больше. Правила конструирования установлены в *Нормах проектирования* (Design Codes) для атомных электростанций, на которые вы можете ссылаться.

Я никогда не видел декларацию безопасности для мостов, но не удивлюсь, если она содержит свыше нескольких сотен документов. Для атомных элект-

роприятий декларация безопасности включает десятки тысяч различных документов, каждый из которых относится к одному из аспектов конструирования. Обычно требуется 5–10 лет и сотни человек, чтобы сконструировать атомную электростанцию с выполнением требований декларации безопасности.

## 17.4. Что можно сделать неверно с PWR?

Вы уже, возможно, знаете о некоторых вещах, которые неправильно делать с PWR (рис. 17.2). Он может быть отключен самопроизвольно при падении стержней управления. Может возникнуть утечка из первичного или вторичного контура. Возможно, стержни управления движутся неправильно, или насос системы охлаждения реактора поломался? Или, может быть, внезапно нарушилась связь с электросетью?

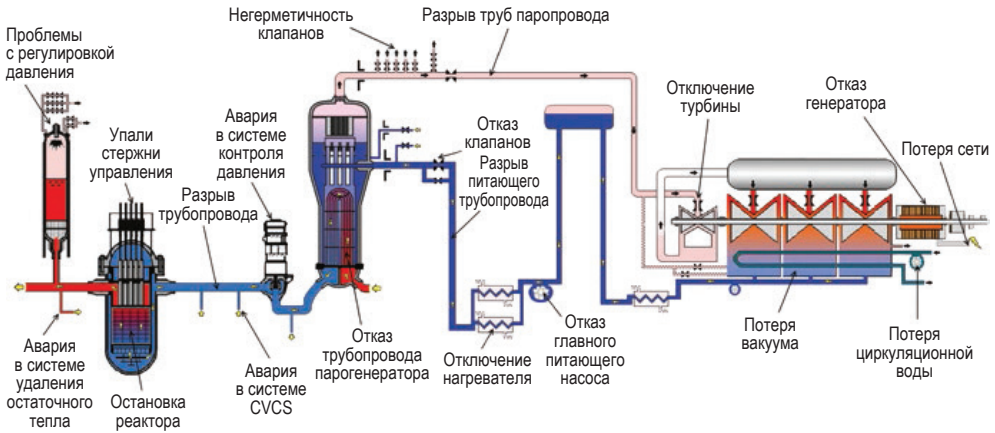


Рис. 17.2. Что может быть неправильно?

В следующих главах мы изучим и проработаем некоторые из видов аварий, но для начала я предлагаю вам предположить, что одна из них или больше могут случиться в любое время. Я не говорю, что любая из этих вещей вероятна, хотя некоторые из них вероятнее других. Я всего лишь говорю, что ни одна из них не невозможна, так что они все должны быть включены в проектные основы конструирования вашего PWR.

Проектные основы конструирования должны учитывать любые аварии или проблемы, которые представляются вам (или вашему контрольно-надзорному органу) реалистичными. Нереалистичные аварии – это те, которые представляются невероятными при условии, что вы также покажете, что их последствия не могут быть легко смягчены изменением вашей конструкции. Даже так некоторые комбинации нереалистичных аварий могут еще быть предотвращены в рамках ваших проектных основ конструирования, и это потребует меньше работы, чем спорить о событиях, которые не могут произойти!

## 17.5. Три «С»

Существуют всего три вещи, которые вам следует избегать, чтобы исключить попадания радиоактивных продуктов распада в окружающую среду. Они будут рассматриваться как основы радиационной безопасности:

- критичность (Criticality); строго говоря, докритичность, т. е. выключение реактора!
  - охлаждение (Cooling) – удаление остаточного тепла из ядра реактора во избежание его повреждения;
  - герметичность (Containment) – поддержание целостности топлива (оболочек и самих таблеток) в первичном контуре и здания реактора.
- Эти три фактора образуют три барьера для высвобождения продуктов распада. Любой из них по отдельности достаточен для предотвращения утечки, так что защита, по существу, является ключом к безопасности людей, проживающих вблизи станции.

## 17.6. АВТОМАТИЧЕСКАЯ ЗАЩИТА

Вы думаете, что в нашей стране люди всерьез относятся к ограничениям скорости?

Я не уверен, что это так. Наши автомобили и другие средства передвижения редко оснащены приборами, контролирующими скорость и удерживающими ее в пределах ограничений (я исключаю систему круиз-контроль, так как это всего лишь опция). Что будет, если я предложу что-нибудь такое, что отключит двигатель вашей машины, если она превысит установленные ограничения? После замедления вплоть до остановки вы запустите двигатель снова и двинетесь дальше, предположительно, немного более осторожно.

Возможно, существуют хорошие причины не делать так в автомобилях (ведь это может привести к столкновениям?), но это ментальная модель, которой следует руководствоваться при управлении PWR. Система, которая это выполняет, называется *система защиты реактора* (Reactor Protection System – RPS). В PWR система RPS постоянно следит за состоянием реактора и связанного с ним оборудования. Если контролируемые сигналы выходят за установленные пределы, она выключает реактор. Оператор на главном пульте управления не может изменить ее работу. Это встроено в конструкцию предприятия и в большой мере отражено в вашей декларации безопасности. Итак, чтобы избежать автоматической остановки, следует держать параметры реактора в установленных пределах! Это может показаться трудным, но современные PWR работают по 5–10 лет без автоматической остановки.

На рис. 17.3 показано, как система RPS отслеживает множество параметров реактора. Сигналы с соответствующих датчиков поступают на электронные устройства, которые сравнивают их с установленными граничными значениями. Если значение любого из параметров выходит за пределы, требующие отключения реактора, выключатели зажимов стержней управления размыкаются, они падают в зону ядра реактора, и так происходит его автоматическое выключение!

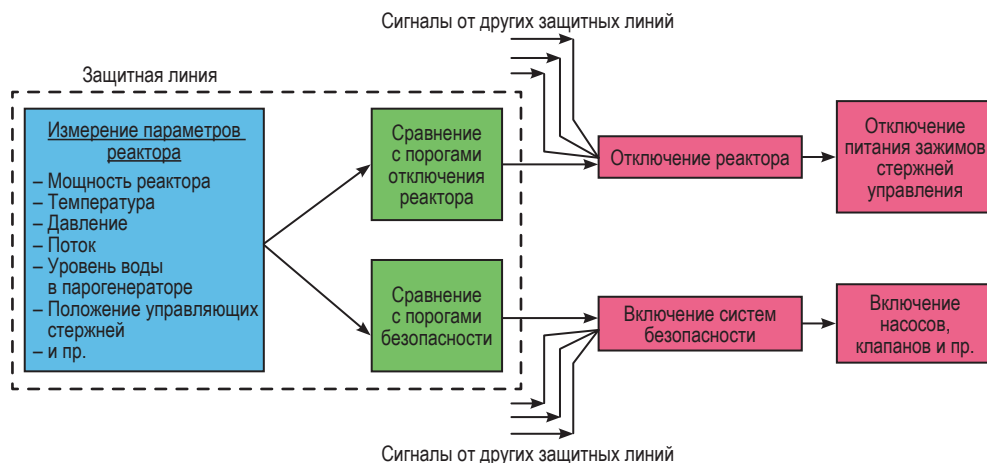


Рис. 17.3 ❖ Система защиты реактора (RPS)

В реальности имеется множество инструментов для измерения каждого параметра. Обычно четыре. Каждый из них подключен к своей защитной линии, и затем электроника комбинирует сигналы в системе своеобразного голосования. Если «голосование» настроено на результат «два из четырех», то выполняется выключение, если даже всего два из четырех приборов в группе показали достижение установленных пределов. Зачем это сделано так? Это позволяет учесть ненадежность приборов – не хочется выключать реактор необоснованно из-за поломки одного прибора, показывающего выход контролируемого параметра за установленные нормы.

Это также означает, что вы можете один из приборов вывести из системы для обслуживания или испытаний, но система останется работоспособной за счет трех оставшихся приборов (по системе «один из трех» или «два из трех», в зависимости от особенностей конструкции электроники). Это означает необходимость закупки большего числа приборов, затраты на их обслуживание и замену при износе, но вы увидите огромный выигрыш в части надежности станции в течение ее всего срока службы и большое снижение риска, что система RPS «просмотрит» аварию, если она произойдет.

## 17.7. ИНЖЕНЕРНО-ТЕХНИЧЕСКИЕ СРЕДСТВА БЕЗОПАСНОСТИ

Посмотрим на рис. 17.3 еще раз. Там изображен еще один набор выходов, кроме тех, которые командуют выключением реактора. Они входят в *инженерно-технические средства безопасности* (Engineered Safety Features – ESFs). Аварии на PWR могут развиваться за сравнительно короткое время, всего за несколько минут, так что, даже если реактор будет остановлен, мало надежды (или даже возможности), что оператор выполнит все необходимые действия

для гарантированного обеспечения требований трех «С». Взамен этого в PWR система RPS расширена для выполнения других функций.

Позвольте привести пример. Уровень воды в каждом из парогенераторов важен для безопасности. При слишком высоком уровне существует риск, что вода попадет в турбину и выведет ее из строя, несомненно и сильно. При слишком низком уровне теряется возможность отвести тепло из первичного контура. Имеется достаточно узкий допуск на уровень воды в парогенераторах, и, если хоть в одном из них уровень выйдет за установленные пределы, RPS инициирует автоматическое отключение реактора. И что дальше? Вы имеете слишком высокий или низкий уровень воды, так что с ним надо делать...

PWR оснащен массой оборудования для обеспечения безопасности. Оно включает дублирующие (или вспомогательные) насосы для питающей воды, которые используются, когда парогенераторы не могут получить достаточно воды от главных насосов питающей воды для восстановления уровня после выключения реактора. В другом направлении насосы вспомогательной системы при сохранении уровня воды после выключения реактора слишком высоким ограничивают или даже включают подачу воды в парогенератор. Отметим, что «вспомогательные» границы контроля параметров реактора не имеют отношения к границам его выключения, они только включают дополнительное питание водой или ограничивают и даже отключают, чтобы обеспечить требуемый в парогенераторе уровень, если реактор выключен несколько дней или недель назад!

В большинстве PWR системы ESF (системы безопасности, инициируемые RPS или оператором) делятся на три группы:

- аварийные системы охлаждения реактора;
- системы герметизации;
- прочие (включая, например, вспомогательные системы подачи питающей воды).

Вы встретите системы ESF каждой из этих категорий, когда познакомитесь с авариями более детально в следующих главах, так что здесь я их описывать не хочу. Один сигнал ESF, который я упомяну сейчас, иногда называется *аварийный впрыск* (Safety Injection – SI). Он также описывается как «седьмая кавалерия» (Seventh Cavalry) в ESF, потому что он в реальности запускает целую ветвь систем безопасности. Вы всегда увидите сигнал SI, когда выключаете реактор (в действительности это довольно редко), но всегда надо выключать реактор при получении сигнала SI. При любой из более существенных аварий при получении сигнала SI следует сделать все, чтобы выполнить условия трех «С», по крайней мере, начать с этого.

## 17.8. Сколько безопасности означает «достаточно безопасности»?

В любой отрасли промышленности это сложный вопрос, но невозможно избежать попытки на него ответить. В качестве конструктора вы можете добавлять множество слоев безопасности: лучшие и более строгие системы

герметизации, больше дублирующих систем, больше измерительного оборудования, больше насосов, клапанов и т. д. Но это делает станцию все более и более дорогой. Это с увеличением безопасности также сокращает доходы от эксплуатации станции. Если оборудования слишком много, оно становится настолько сложным, что могут произойти ошибки или комбинация неисправностей, которую вы не предусмотрели. Для начала рассмотрим одну систему, например насос аварийной системы охлаждения ядра. Два насоса намного лучше одного, так как один может сломаться. Три будет прекрасно, когда один сломался, другой находится на обслуживании, но один остается в запасе. Четыре еще лучше, но не намного. Добавление пятого насоса оказывает очень малое влияние на риск.

Большинство современных станций имеет четырехкратную систему безопасности, т. е. четыре набора электроники, четыре набора насосов, клапанов, трубопроводов, источников питания и т. д., другими словами, четыре канала безопасности. Никто, насколько я знаю, не планирует применять пятикратную систему безопасности. Иначе говоря, представляется, что достигнуто общее понимание достаточности четырехкратного резервирования систем безопасности. Но кто в реальности принимал решение относительно вашего PWR? Давайте обратимся к истории.

## 17.9. Пожар на Уиндскэйл

Когда первые реакторы были построены в Великобритании, они рассматривались как военный проект и не подпадали под строгие правила. Пожар на Уиндскэйл Пайл, 1 в 1957 г. изменил это положение.

На Уиндскэйл Пайл в качестве топлива использовался природный уран, графитовый замедлитель и воздушное охлаждение. Назначением реактора было производство оружейного плутония. Представьте себе, если сможете, махину из 2000 т графитовых блоков 7 м высотой и 15 м диаметром. Это намного больше CP-1 (глава 4). Каждый реактор (а их было два) имел по 3440 горизонтальных каналов, куда помещалось топливо в форме металлического урана, заключенного в алюминиевые оболочки, которые можно было передвигать. При работе реактора через каналы подавался воздух, уносивший прочь вырабатываемое тепло. Часть урана-238 превращалась в плутоний-239 и отработанное топливо, емкости с которым выталкивались с задней стороны реактора и отправлялись на переработку с целью извлечения плутония (рис. 17.4).

К сожалению, при бомбардировке графита нейтронами некоторые атомы углерода выходят из своего стационарного состояния и получают добавочную энергию, которая высвобождается при возвращении их в исходное состояние. Эта накопленная энергия известна под названием *энергия Вигнера* (Wigner Energy) по имени физика, открывшего ее. Если облучать графит при достаточно высокой температуре, как в реакторах MAGNOX или AGR (см. главу 22), это не создает больших проблем, но реакторы в Уиндскэйл Пайл обычно работали при низкой температуре, так что постоянное, неустраняемое повышение температуры было необходимо для рассеивания энергии Вигнера.

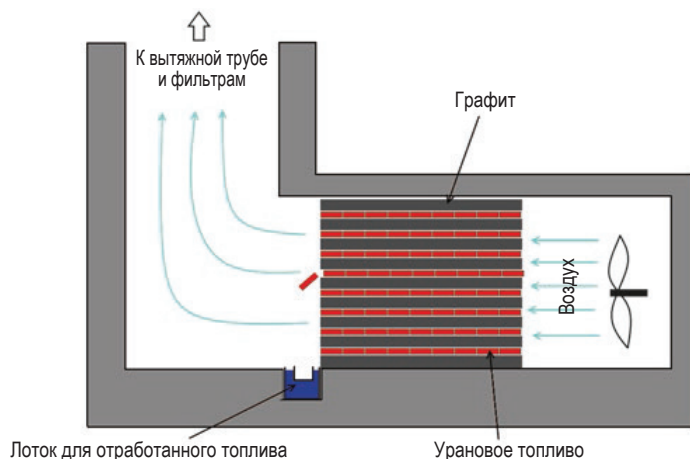


Рис. 17.4 ❖ Эскиз реактора Уиндскэйл Пайл

Это произошло при одном из повышений температуры, когда ситуация вышла из-под контроля. Энергии Вигнера выделилось больше, чем ожидалось, загорелись графит и топливо, что привело к пожару на большей части Уиндскэйл Пайл, 1 и попаданию значительного количества продуктов распада в поток охлаждающего воздуха. Они были частично отфильтрованы, но, несмотря на это, высвободилось значительное неконтролируемое радиоактивное загрязнение, что потребовало полного демонтажа сооружений, и это заняло десятилетия.

Пожар на Уиндскэйл был моментом пробуждения для Великобритании и привел к принятию в 1959 г. Акта о ядерных установках. Он требует, чтобы гражданские атомные электростанции, которые были на этапе конструирования, например предприятие МАГНОКС (MAGNOX plants) и подобные, планируемые в будущем, должны быть лицензированы вновь образованной *Инспекцией по ядерным установкам* (Nuclear Installations Inspectorate – NII). Этот орган ответственен исключительно за безопасность. Функции NII на сегодня выполняются *Агентством по ядерному регулированию* (Office for Nuclear Regulation ONR) – я полагаю, что в современном языке это бы называлось OffNuke.

Какое это имеет значение для вас? А то, что ONR решает, достаточно ли безопасна конструкция вашего PWR, чтобы быть построенной и введенной в эксплуатацию. В Великобритании атомные электростанции (и другие ядерные установки) должны получать разрешение на конструирование, работу и демонтаж через процедуру лицензирования, которой руководит ONR. Ваш PWR должен иметь свой собственную лицензию на эксплуатацию, устанавливающую границы занимаемой территории и конструкцию реактора, которым вы управляете. Эта лицензия включает лист условий (рис. 17.5), которому ваша компания должна соответствовать. Они включают декларацию безопасности, требования по подготовке операторов, обслуживание заводского оборудования, планирование мер по безопасности в случае утечки радиоактивности вовне, правила выполнения работ (как и в случае про-



ектирования моста, описанного выше), формальные процедуры управления и доработки на предприятии и т. д.

- |  |   |
|--|---|
| <ol style="list-style-type: none"> <li>1. Толкование терминов</li> <li>2. Маркировка границ занимаемого участка</li> <li>3. Контроль транзакций собственности</li> <li>4. Ограничения на ядерные материалы на территории</li> <li>5. Транспортировка ядерных материалов</li> <li>6. Документы, записи, полномочия и сертификаты</li> <li>7. Происшествия на территории</li> <li>8. Предупредительные надписи</li> <li>9. Инструкции для персонала на территории</li> <li>10. Подготовка персонала</li> <li>11. Аварийные меры и устройства</li> <li>12. Персоны, уполномоченные должным образом, и другой персонал, имеющий подходящую квалификацию и опыт</li> <li>13. Комитет по ядерной безопасности</li> <li>14. Документация по вопросам безопасности</li> <li>15. Периодические проверки</li> <li>16. Генеральный план, конструкции и спецификации</li> <li>17. Система управления</li> <li>18. Радиационная защита</li> <li>19. Конструирование или монтаж новых установок</li> </ol> | <ol style="list-style-type: none"> <li>20. Изменения конструкции в процессе строительства</li> <li>21. Ввод в эксплуатацию</li> <li>22. Модификация или эксперименты на существующем оборудовании</li> <li>23. Правила эксплуатации</li> <li>24. Рабочие инструкции</li> <li>25. Инструкции по эксплуатации</li> <li>26. Руководство и надзор за работами</li> <li>27. Предохранительные механизмы, приборы и цепи</li> <li>28. Испытания, инспектирование, обслуживание и опробывание</li> <li>29. Ответственность за выполнение испытаний, инспектирование и опробывания</li> <li>30. Периодическое выключение</li> <li>31. Отключение отдельных функций</li> <li>32. Хранение радиоактивных отходов</li> <li>33. Удаление радиоактивных отходов</li> <li>34. Утечка и выделение радиоактивных отходов</li> <li>35. Демонтаж</li> <li>36. Организационные полномочия</li> </ol> |
|--|---|

**Рис 17.5** ❖ Условия лицензии ONR на эксплуатацию 2019 г.

Эти условия имеют силу закона, так что, как держатель лицензии, ваша компания должна им соответствовать. Если вы их нарушите, директор станции попадет под суд. Он или она не будут веселиться.

## 17.10. ИНТЕРНАЦИОНАЛЬНЫЕ ПЕРСПЕКТИВЫ

Другие страны имеют разные подходы к законодательству – некоторые следуют собственному опыту, другие учатся у своих соседей. Их законодатели движутся слегка различными путями, и их лицензионные системы отличаются друг от друга, но они все имеют схожие основополагающие принципы. Две организации помогают в этом. Первая из них – *Международное агентство по атомной энергии* (International Atomic Energy Agency – IAEA), основанное Организацией Объединенных Наций для обеспечения безопасности, контроля и мирного использования ядерных технологий. IAEA публикует стандарты и руководства, позволяющие действующим компаниям и законодателям легко сравнить то, что они делают, с международным опытом.

IAEA также обеспечивает «защитные» функции инспекции в соответствии с Договором о нераспространении ядерного оружия (см. главу 23), хотя Европейский союз предлагает свои собственные услуги по проведению инспекций через *ЕВРОАТОМ* (EURATOM). Заметим, что ЕВРОАТОМ не является законодателем в сфере ядерной безопасности; в первую очередь его задача – поддерживать транспортировку ядерного топлива.

Другой организацией, обеспечивающей международный надзор в сфере ядерной энергии, является *Всемирная ассоциация операторов атомных станций* (World Association of Nuclear Operators – WANO). WANO была создана по следам чернобыльской катастрофы (глава 9), и ее подход сфокусирован на отборе «лучших практик», применяемых при работе с ядерными установками в мире. Когда сотрудники WANO посещают ваше предприятие, они вам говорят, каково ваше текущее отставание от совершенства, и обсуждают с вами, как ваше предприятие может быть приближено к нему. Если вы работаете в промышленности, не связанной с ядерной, вы можете захотеть остановиться и подумать об этом. Как бы вы отнеслись к тому, что толпы иностранных специалистов посетили ваше предприятие, в деталях обследовали его и экзаменовали вас и еще учили, что вы должны делать лучше? Но на атомных электростанциях это обычное дело.

Возвращаясь к Великобритании, ONR является законодателем, который будет посещать ваше предприятие, инспектировать его и курировать любые значительные проекты или изменения в конструкции. Они, как и их коллеги из других стран, являются мощными законодателями. Если вы заступили за линию и было найдено, что управление вашим производством плохое или происходит вне правил безопасности, они могут (и должны) вас закрыть. Но их знания и опыт могут быть полезны для вас, так что, если вы встретите кого-то из этих инспекторов, когда управляете своим PWR, будьте открыты и честны, ничего не скрывайте и слушайте их замечания и советы. Вы получите пользу от общения с ними, а они будут довольны, что увидели, что вы хорошо подготовлены к своей работе.

## 17.11. Допустимый риск

Широко говоря, риск работы на предприятии представляется «допустимым», если он может быть намного меньше по сравнению с опасностями, которым люди подвергаются в ежедневной жизни (например, при управлении автомобилем, употреблении пищи, домашней работе и т. д.). Дальнейшее снижение риска может породить большой дисбаланс в терминах «время» и «цена» по сравнению с «риском» и «пользой». В (очень) округленных числах: риск смерти может быть сочтен допустимым, если он составляет одну миллионную долю на один реактор в год. Но это подвижная цель, так что не думайте, что вы завершите вашу работу только потому, что вы получили лицензию на эксплуатацию. Это потому, что новые предприятия обычно представляются создающими меньший риск, чем старые. Технологии совершенствуются, и цели вместе с ними.

В течение срока службы вашей станции вы собираетесь быть способными продемонстрировать вашему законодателю, что вы прилагаете усилия для улучшения безопасности и что вы ответственны за известные инциденты и события, т. е. стараетесь уменьшить риск до *практически разумного низкого уровня* (As Low as Reasonably Practicable – ALARP).

Вот что означает «достаточная безопасность».

## 17.12. Только маленький...

Несколько лет назад мне позвонил один телевизионный обозреватель. Я не хотел говорить о его профессии, но его идея состояла в следующем: найти где-нибудь в Великобритании деревню и предложить жителям построить маленький ядерный реактор (с нашей помощью) и генерировать электроэнергию для снабжения деревни. Идея была великая: развеять мифы о ядерной энергии и показать жителям деревни, насколько она может быть безопасна. Это могло бы быть очень забавно!

Однако, как я объяснил, этот проект столкнется с тремя главными проблемами, которые вы сейчас можете оценить.

Во-первых, очень непросто построить маленький реактор. Утечка нейтронов через его стенки означает практически наименьший размер любого реактора, в котором вы хотите достичь критичности. Единственный путь сделать реально маленький – это использовать высокообогащенный уран или плутоний, но это не доступно для сельчан, как вы увидите в следующей главе.

Вторая проблема конструкторская. Реакторы для получения электричества вырабатывают пар, а это требует высоких температур и давлений. Даже если вы (возможно) доверите группе «продвинутых» селян построить бойлер для паровой машины, доверите ли вы им конструирование прочного корпуса, выдерживающего высокое давление, в котором размещается реактор и радиоактивные продукты распада?

И наконец, и это смерть всему, – лицензирование. В Акте о ядерных установках в Великобритании не предусмотрены «маленькие» реакторы. Единственный путь для строительства реактора – в первую очередь убедить ONR, что вы можете соответствовать всем условиям лицензии на эксплуатацию, которые они выставят. Потребуются годы работы и миллионы фунтов стерлингов для достижения того, чтобы стать *надежным оператором*. Это не та вещь, которую группа любителей, даже страстных, сможет когда-нибудь выполнить.

Обозреватель был, к сожалению, разочарован.

# 18

## Что может пойти не так (и что с этим делать)

### 18.1. МОЖЕТЕ ЛИ ВЫ СПРАВИТЬСЯ?

При полной мощности ваш реактор производит 3500 МВт тепла. Ваша электростанция успешно превращает часть этого тепла в электричество. Как опытный оператор реактора, вы выучили, как запускать реактор и поддерживать его мощность. Как вы уже видели, существует еще несколько задач для выполнения вами с главного пульта управления, но вы можете подумать, насколько все они выглядят легкими. К чему было тратить столько времени на тренировки реальному оператору реактора?

Обучение управлению реактором немного похоже на обучение полетам на самолете. Большинство людей приравнивается к взлету и посадке очень быстро. Сколько требуется времени и усилий, особенно для большого пассажирского самолета, чтобы выучить, как реагировать, если что-то пошло не так. То же самое и с реактором. Ваше предприятие имеет множество автоматических систем, помогающих вам управлять им. Также имеются контрольно-измерительные системы, на которые можно полагаться для выключения реактора и выполнения других защитных действий в случае, если произошло что-то серьезное. Но, как оператор, вы имеете особую роль в осуществлении контроля за предприятием, избегая проблем (если их можно избежать), реагируя на события и минимизируя их возможные воздействия на окружающую среду. Вот почему приходится тренироваться на предмет возникновения необычных случаев или аварий.

Что произойдет, если вы ошибетесь? Ваш PWR не может взорваться – вы не учились управлять атомной бомбой – и, как правило, это очень стабильная машина. Но еще могут от вас потребоваться некие действия, особенно при аварии, которые могут неблагоприятно воздействовать на охлаждение реак-

тора. Тепло, выделяемое после остановки реактора, составляет десятки МВт, так что, если нарушится охлаждение, ядерное топливо будет повреждено и в первичный контур попадут радиоактивные вещества. Оттуда они могут попасть в помещение реактора и даже наружу – это очень плохой день для персонала главного пульта управления.

Три «С», которые нам встретились в предыдущей главе, являются ключевыми для безопасности реактора: (до)Критичность, Охлаждение и Герметичность. Держите это в уме, когда будете изучать каждую аварию в этой и нескольких следующих главах, и вы будете на правильном пути к тому, чтобы понять роль оператора реактора.

Последняя вещь, о которой надо помнить, прежде чем знакомиться с примерами возможных аварий, – это что все они «ВОЗМОЖНЫ». Возможны не означает вероятны. Существует несколько происшествий, которые имеют вероятность произойти в течение десятилетий работы вашей атомной электростанции. Другие не случались ни на одной атомной электростанции и, возможно, никогда не произойдут. Между ними существует ряд аварий, которые случались порой в мире станций. Вообще говоря, чем более серьезна авария, тем менее вероятно, что она произойдет. В терминах декларации безопасности «менее часто». Я попытаюсь дать вам идею о вероятности (частоте), как я объясняю каждую аварию, но как оператору вам их различать не следует. Вы должны обучиться, что делать в вероятных и невероятных ситуациях.

## 18.2. АВАРИЯ 1: ПОТЕРЯ СЕТИ

Начнем с чего-нибудь попроще. Представим себе, что вы управляете реактором в стационарном режиме при полной мощности, и без каких-либо предупреждений теряется связь с электрической сетью. Почему это могло случиться? Возможно, шторм повредил какую-то линию электропередачи, или большая подстанция пострадала от пожара? Если эти проблемы оказывают достаточно сильное воздействие на сеть в вашей области, вы можете немедленно обнаружить, что больше нет связи с сетью.

Как вероятна потеря связи с сетью? Она изменяется очень сильно от предприятия к предприятию. Некоторые из них за все время работы не теряли связи с сетью, а другие страдали от этого в среднем раз в несколько лет. Два важнейших фактора влияют на вероятность потери связи с сетью. Это общая надежность электросети в вашей стране и длина линий электропередачи, к которым подключена ваша станция. Почему? Потому что есть прямая связь между длиной линий и вероятностью аварий на них, причем длинные линии им явно более подвержены. Со временем, проработав на предприятии несколько десятилетий, вы, вероятно, получите реалистичный взгляд на потери от нарушения связи с сетью.

Первое, что вы, возможно, увидите в помещении главного пульта, будут сигналы тревоги и отключения турбины и реактора. Как отвечать на это, было описано в главе «Большая красная кнопка», но вы быстро поймете, что это не относится к выключению старых реакторов. Если вы потеряли сеть и турбина

выключена, то теперь отключается и подача высокого напряжения для питания моторов во всех больших насосах. В зависимости от конструкции вашего предприятия я могу предположить, что вы потеряете энергию для питания:

- циркуляционных насосов, которые снабжают морской водой холодильник турбины;
- главного питающего насоса, который обычно поставляет воду в парогенератор;
- насоса системы охлаждения реактора (RCP).

Остановка насоса морской воды приводит к быстрой потере вакуума в холодильнике турбины. В течение нескольких минут после выключения вы еще можете отправлять пар в холодильник, но, когда вакуум потерян, это становится невозможно и у вас не остается других вариантов, кроме как отправить пар в атмосферу через выпускные клапаны, управляемые оператором (PORV), установленные на главном паропроводе.

Остановка главного насоса питающей воды выглядит серьезной, но не очень-то сложной проблемой. Выключение реактора останавливает цепную реакцию, и остается только удалить остаточное тепло из ядра. Это много мегаватт, спору нет, но всего несколько процентов от полной мощности. Ваши маленькие вспомогательные насосы питающей воды могут поставить достаточно воды для парогенератора, чтобы поддержать его работу, а как они получают питание, поговорим позже.

А как насчет насосов охлаждения реактора (RCP)? Они имеют большие электрические моторы. Непонятно, как обеспечить их работу при потере электропитания. Но каждый из них имеет маховик и не может остановиться немедленно, а продолжает вращаться в течение еще нескольких минут. Можно ли надеяться, что их хватит, чтобы прокачать воду через ядро и охладить реактор, даже когда он остановлен? Да, обычно так и есть, но в случае отключения связи с электросетью это не вариант. Взамен этого обратимся к физике.

## 18.3. ЕСТЕСТВЕННАЯ ЦИРКУЛЯЦИЯ

Когда RCP замедляется и останавливается, поток воды через реактор ослабевает. Когда это происходит, количество остаточного тепла, переданного в каждый килограмм воды, возрастает, так что разность температур ( $\text{Thot} - \text{Tcold}$ ) будет увеличиваться. Температура в верхней части ядра в выключенном реакторе будет выше, чем при работе RCP. Нагретая вода имеет меньшую плотность, чем более холодная в парогенераторе, так что более холодная вода будет стремиться вниз по трубам, вытесняя более горячую. Геометрия первичного контура идеальна для этого, так как горячий реактор находится ниже более холодного парогенератора. Еще полезнее то, что имеется свободный путь потока от верха реактора, через горячую ветвь к трубам парогенератора, а затем от парогенератора назад через холодную ветвь в нижнюю часть реактора. Мы называем этот поток воды через первичный контур естественной циркуляцией, так как она образуется только за счет разницы

температуры и плотности воды, а не вследствие работы насосов (немного похоже на то, что происходит во вторичном контуре парогенератора).

Когда разность температур в ядре увеличивается, из-за возрастания разности плотностей воды образуется циркуляция. В итоге естественная циркуляция оказывается достаточно сильной, чтобы удалить все тепло из реактора и остановить рост температуры. Обычно в PWR это состояние достигается менее чем за 15 мин после отключения сети, а разность температур составляет примерно половину от того, что имеет место при полной мощности (рис. 18.1).

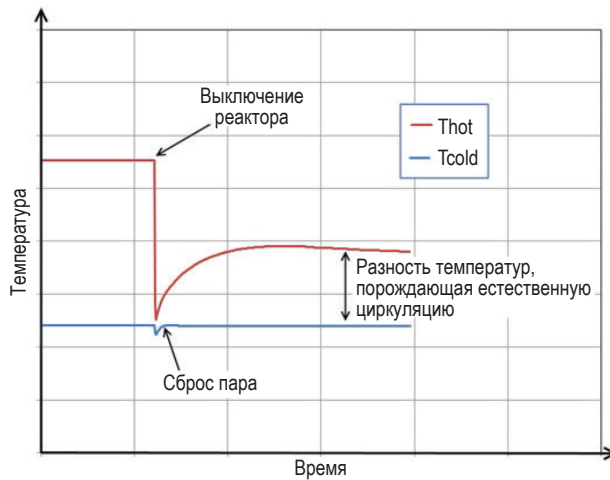


Рис. 18.1 ❖ Естественная циркуляция

Вы не можете управлять этим процессом. Физика определяет достижение первичным контуром своего теплового равновесия. И еще лучше, что при уменьшении остаточного тепловыделения естественная циркуляция ослабляется без вмешательства с вашей стороны. На рис. 18.1 видно, как  $Thot$  уже начинает спадать.

Может показаться удивительным, что  $Tcold$  остается постоянной в течение всего этого процесса. Это влияние сброса пара через PORV. Сброс пара поддерживает давление пара в парогенераторе постоянным. А это, в соответствии с кривой насыщения, обеспечивает постоянство  $Tcold$ .

## 18.4. АККУМУЛЯТОРЫ И АВАРИЙНЫЕ ЭЛЕКТРОГЕНЕРАТОРЫ

Наступило время подумать об аварийных источниках электропитания. У себя дома вы не очень-то задумываетесь об аварийных источниках электроснабжения, хотя, возможно, в некоторых ваших электронных приборах встроены



батарейки и ваша жизнь продолжается (если не считать потери времени) при отключении электричества. Вы, вероятно, и не имеете аварийного генератора, если только не живете как заправский селянин.

Потребность в аварийном электропитании в атомных электростанциях весьма различна. Если есть множество измерительного и защитного оборудования, компьютеров и пр. и вы не хотите, чтобы оно пострадало от отключения электросети, это значит, что вы нуждаетесь в неких больших батареях, готовых обеспечить бесперебойное питание для всего вашего оборудования. Но батареи могут работать только ограниченное время, и вы, возможно, хотите иметь высоковольтные источники для питания насосов, например вспомогательных насосов питающей воды и насосов CVCS для подачи воды в сальники RCP. Другими словами, вам нужны большие аварийные электрогенераторы. На некоторых предприятиях для этого используются газовые турбины (как на реактивных самолетах), но в мире шире распространено для PWR применение дизельных генераторов.

Ваш PWR типовой. У вас есть четыре больших *дизель-генераторов для ответственных потребителей* (Essential Diesel Generators – EDG), каждый из которых способен выработать от 5 до 10 МВт электроэнергии (пример показан на рис. 18.2). Это представляется большой мощностью, но, как вы увидите, для более значительных аварий они должны питать многочисленное оборудование. (Хотя этого еще недостаточно для запуска насоса системы охлаждения реактора.) Почему четыре EDG? Это тот же подход, как и ко всем системам обеспечения безопасности. Ваша система безопасности должны быть способной выдержать любые аварии (включая потерю связи с сетью) даже с одним или двумя работающими EDG, потому что при необходимости может оказаться, что один из EDG находится на обслуживании, а другой не запустился, но все это не создало проблем.



Рис. 18.2 ❖ Дизель-генератор для ответственных потребителей

## 18.5. НАСОСЫ И ПРОЧЕЕ

Когда ваши EDG запустились – и вы вправе ожидать, что это произойдет очень быстро и автоматически при потере связи с сетью, – вы получаете доступный источник для заряда аккумуляторных батарей и включения некоторых насосов среднего размера, таких как вспомогательные насосы питающей воды и насосы системы CVCS. Вы не можете включить все это оборудование одновременно, потому что это может привести к остановке дизеля. Вместо этого автоматическая система выполнит последовательное подключение нагрузок к генераторам в течение нескольких минут, так что дизель сможет к ним приспособиться без остановки.

Существует еще один путь получения энергии для насосов: пар. У вас много пара, и он выпускается в атмосферу. Взамен этого часть пара можно направить на маленькие турбины, управляющие насосами. Ваш PWR имеет таких устройств несколько, некоторые используются для привода вспомогательных насосов питающей воды, другие для подачи воды в сальники RCP. Важно отметить, что эти насосы с паровым приводом не требуют EDG, так что способны работать, когда еще ни один из EDG не включился при потере связи с сетью. Надо отметить, что некоторые конструкторы реакторов не любят насосы с паровым приводом, так как для них требуется несколько больший объем обслуживания. Взамен этого они предпочитают использовать больше дизель-генераторов, при этом различной конструкции для исключения проблем, которые могли бы возникнуть у них всех одновременно.

## 18.6. ВОССТАНОВЛЕНИЕ ПОСЛЕ ПОТЕРИ СЕТИ

Вы не можете запустить PWR без питания от сети электроснабжения. Попытка запустить насос системы охлаждения реактора остановит ваши EDG, даже если вы соедините их все вместе. Вы должны запустить все четыре насоса системы охлаждения реактора до того, как система защиты реактора (RPS) позволит выйти из режима выключения реактора, так что у вас нет возможности выполнить холодный пуск, в отличие от угольных и газовых электростанций, которые можно запустить без связи с сетью. Вы не имеете возможности помочь починить сеть в вашем регионе. Остается только ждать, пока это сделают другие. Это хороший аргумент для обоснования запасов дизельного топлива для EDG и воды для вспомогательных насосов питающей воды.

Когда связь с сетью восстановлена, вы можете подумать, что можете подключить и электрические системы станции к внешней сети. На деле здесь встречаются проблемы, подобные тем, что имеют место при попытке подключить все ваши нагрузки к работающему EDG. При этом скорее, чем произойдет остановка машины, вы обнаружите, что при попытке включить сразу все ваше оборудование ток слишком велик, что приведет к перегоранию предохранителей (или срабатыванию более развитых видов электрической защиты). Единственной возможностью остается запустить высоковольтные

системы электростанции, отключив все остальное, ведомое ими. Сделав это, вы можете безопасно соединить высоковольтные узлы с сетью, а затем уже подключить все остальное. Может потребоваться несколько попыток выполнения этих действий с интервалами времени между ними.

Я не буду спешить, возможно, пройдет 24 ч, прежде чем все оборудование будет запущено вновь. Теперь можно подумать о запуске реактора.

## 18.7. Авария 2: БОЛЬШАЯ ПОТЕРЯ ОХЛАДИТЕЛЯ

*Большая потеря охладителя* (Loss of Coolant Accident – LOCA) является специфической аварией. Никто не встречался с ней, но во всех учебниках по авариям на PWR прописано, как с ней бороться. Так или иначе, это худший вид аварии, которая может случиться в рамках проектных основ вашего предприятия, так что можете быть спокойны: если ваша конструкция способна противостоять большой LOCA, можно быть уверенным, что она справится с (почти) всеми другими авариями, не такими большими... Держите это в уме, когда будете думать о последующем тексте. Между прочим, я нахожу, что LOCA обычно произносится как Low-ker (низкое выделение кинетической энергии) но иногда слышится как Lock-ah (Ох, записать!).

Что я имею в виду под большой LOCA? Я имею в виду поломку в первичном контуре, вызывающую утечку значительного количества содержимого из горячей или холодной ветвей. Это большая поломка. С ней будет неприятно.

Существенная утечка в первичном контуре вызовет быстрый спад давления в первичном контуре. Это вызовет быстрое кипение воды и потерю замедлителя. Охлаждение топлива станет менее эффективным, и его температура увеличится. PWR имеет большие отрицательные температурные коэффициенты топлива и парового коэффициента (см. главу 9), так что это создаст очень большую отрицательную реактивность, мощность очень быстро упадет, даже если перед этим RPS видела проблемы и посылала сигнал на выключение и опускание стрежней управления.

Хорошей новостью является то, что ваш реактор теперь выключен. Плохая новость – это то, что ядро почти полностью осушено, так что топливо невозможно охлаждать как следует. Требуется подать воду в ядро и восстановить удаление тепла. Сколько у вас на это времени? Несколько минут. После этого топливо может начать повреждаться, и продукты распада могут попасть в здание реактора.

Никто не ожидает от оператора, что он диагностирует аварию и введет в действие правильные системы безопасности в течение нескольких минут; типовое время, указанное в требованиях декларации безопасности, составляет 30 мин. Это означает, что система RPS должна сделать эту работу за вас. Она должна увидеть внезапное падение давления в первичном контуре реактора и стремительный рост давления в здании реактора (из-за превращения воды из первичного контура в пар) и быстро выдать сигналы на выключение реактора и *аварийную инъекцию воды* (Safety Injection – SI).

## 18.8. АВАРИЙНАЯ ИНЖЕКЦИЯ ВОДЫ

Наиболее важной функцией сигнала SI является то, откуда взялось его название, – впрыснуть воду в первичный контур. Он также запускает все насосы *аварийной системы охлаждения ядра* (Emergency Core Cooling System – ECCS). Еще раз, когда насосов много, есть хорошие шансы, что из них работающих хватит для дела, несмотря на то что некоторые находятся на обслуживании или поломаны.

Если вы инженер-механик, вы, возможно, уже знаете, о кривых насосных характеристик. Для тех, кто не знает, даю краткое объяснение. Большинство мощных насосов работает за счет вращения одной или более крыльчаток, подобных пропеллеру, помещенных в трубу или специальный корпус. Вода в трубе или корпусе вытесняется крыльчаткой и приобретает давление и скорость. Такие насосы называются центробежными. Они имеют характеристику зависимости давления от потока, подобную показанной на рис. 18.3, где приведены эти характеристики для двух насосов разной конструкции. Для них обоих характерно, что чем выше развиваемое давление, тем меньше поток воды через насос. И наоборот, при максимальном потоке давление становится очень малым. Это очень важно, когда в следующей главе перейдем к рассмотрению проблем с утечкой воды (LOCA).

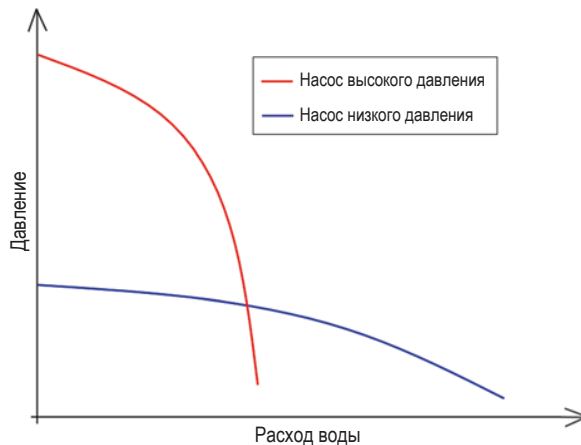


Рис. 18.3 ❖ Кривые зависимости давления от расхода воды для центробежных насосов

По аналогии – но это не точная аналогия, а только иллюстрация – обратимся к садовому шлангу при полном потоке воды через него. Вода поступает быстро, но не имеет достаточного давления. Приложите большой палец к концу шланга. Есть шанс, что вы не полностью остановите поток воды и какая-то ее часть будет вырываться наружу с увеличенной силой. Это будет намного меньший поток, но он будет вытекать при намного большем давлении, чем было, пока вы не приложили свой палец. О, вы сильно намокли, извините.

Трудно найти один насос, который бы отвечал требованиям всех аварий в PWR, когда давление в первичном контуре при некоторых авариях может быть выше 100 бар или упасть до нуля в случае большой LOCA. Обычно насосы системы ECCS разбиваются на две (или более) группы:

- насосы низкого давления системы аварийного впрыска воды, способные поставить большой объем воды при невысоком давлении;
- насосы высокого давления системы аварийного впрыска воды, способные поставить меньшее количество воды, но при очень высоком давлении.

На рис. 18.3 проиллюстрировано различие этих групп насосов. На рис. 18.4 приведена фотография реального насоса низкого давления системы аварийного впрыска воды. Он приводится в действие электромотором мощностью 500 кВт.

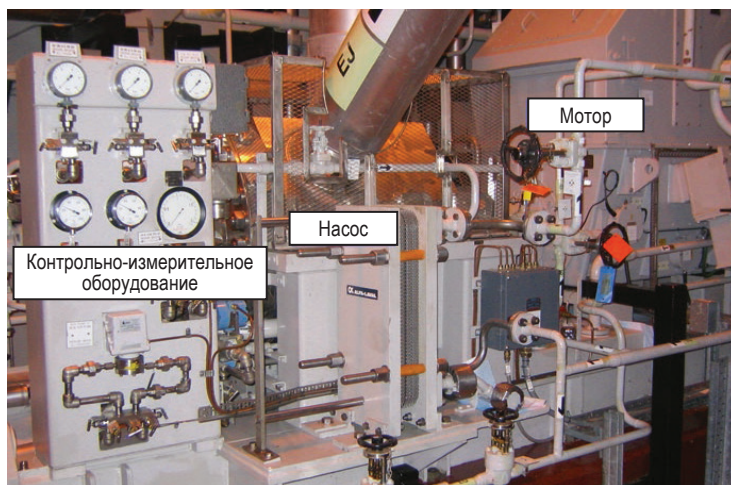


Рис. 18.4 ❖ Насос низкого давления системы аварийного впрыска воды

Сигнал SI запускает оба набора насосов, так что вода, поступающая в первичный контур, омывая ядро реактора, восстанавливает его охлаждение независимо от уровня потери давления в первичном контуре или от того, как оно изменилось.

При этом приводимые в работу электричеством моторы насосов требуют несколько секунд для запуска, дольше, чем в несчастном случае хватило бы времени для потери связи с сетью и запуска EDG для питания моторов этих насосов. По этой причине система ECCS включает *аккумуляторы для аварийного впрыска воды* (Safety Injection Accumulators), находящиеся внутри здания реактора.

Каждый из этих аккумуляторов представляет собой бак с раствором борной кислоты, поддерживаемый при давлении около 40 бар с помощью азота, находящегося в верхней трети бака. Между аккумуляторами и первичным контуром реактора расположено несколько невозвратных клапанов (работающих только на открывание в одном направлении). Эти клапаны удержива-



ются в запертом состоянии все время, пока давление в первичном контуре выше, чем в аккумуляторе. Но, когда давление в первичном контуре падает ниже 40 бар (как при большой LOCA), давление азота в аккумуляторе отпирает клапаны и вода из баков поступает в первичный контур. При этом не требуется ни электрической энергии, ни насосов, только физика!

На рис. 18.5 показана часть системы ECCS, связанная с одной из петель охлаждения. Насосы первоначально поставляют воду в холодную ветвь, хотя, если требуется, они могут быть переключены и на горячую ветвь. Они получают воду из большого бака, размещенного вне здания реактора. Эта та самая вода с раствором борной кислоты, которая используется при замене реакторного топлива (глава 21), а бак называется *бак хранения воды для замены топлива* (Refuelling Water Storage Tank – RWST).

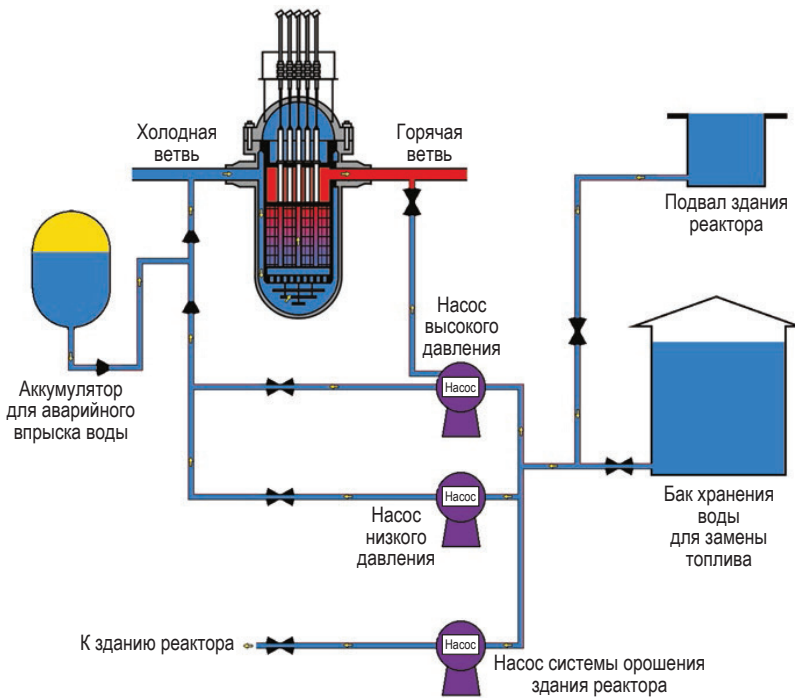


Рис. 18.5 ❖ Аварийная система охлаждения реактора

Аккумуляторы для аварийного впрыска воды не охлаждают ядро реактора сами по себе, но дают время для запуска инъекционных насосов. Таким образом, через несколько минут можно ожидать, что ядро будет затоплено и в первичный контур поступает вода. Конечно, она вытекает через разрыв внутрь здания реактора, но это пустяки.

Хотя это и не совсем входит в систему ECCS, надо упомянуть еще о нескольких других насосах, входящих в *систему орошения здания реактора* (Reactor Building Spray system). Система RPS запускает эти насосы в ответ на значительное повышение давления в здании реактора. Эти насосы получают воду

из бака RWST и разбрызгивают ее через форсунки, размещенные под крышей здания. Брызги холодной воды способствуют конденсации пара в здании и останавливают чрезмерное повышение давления. На некоторых предприятиях эти функции выполняются водой, подаваемой снаружи здания реактора.

Остановимся и подумаем, что вы, как оператор, должны сделать в первые минуты после большой LOCA. Фактически ничего. Все это происходит так быстро, вы не можете осознать, что делать. Для значительных аварий для оператора остается наперстывать упущенное время, наблюдая и оценивая показания измерительных приборов.

Большие LOCA создают вызов оборудованию и измерительным приборам в здании реактора, так как они подвергаются внезапному воздействию высокой температуры, давления, влажности и радиации. Единственное, что требуется сделать после большой LOCA, – так это проверить, насколько они выдержали аварийные условия. Как оператору, вам надо знать, что выдержало аварию, а что нет, и стараться не использовать оборудование из второй категории.

Если предприятие было хорошо сконструировано и вы используете топливо хорошего качества, то вы обнаружите, что ядро реактора способно выдержать даже большие LOCA с очень малыми повреждениями. Это значительные переходные процессы, включающие быстрое изменение температуры и давления, но это то, к чему топливные сборки, благодаря конструкции, способны противостоять. Может быть небольшое число поврежденных топливных стержней, из которых высвободились продукты распада в форме газов, попавших в первичный контур и из него в здание реактора, но вы должны помнить, что одной из функций сигнала SI является изоляция здания реактора для недопущения любых утечек в окружающую среду.

Финальная часть головоломки с большой LOCA приходит, когда RWST почти опустеет. Вы должны быть готовы к потере воды через разрыв трубопровода, так что, как только вы прекратите закачивать воду в первичный контур, ядро реактора вновь осушится. Но подождите минутку... Куда вся эта вода делась? Она стекла к низу здания реактора, в зону его фундамента. Итак, как только уровень воды в RWST упадет, это будет отслежено системой RPS. При этом RPS включит несколько клапанов, и ваши насосы начнут подавать воду из зоны подвала здания! Эта вода будет отбирать тепло из ядра и циркулировать через первичный контур, разрыв и обратно в зону подвала. По прошествии месяцев, когда остаточное тепло рассеется, можно будет постепенно уменьшит число работающих насосов, и со временем появится возможность войти в реакторное здание для его очистки.

В некоторых более современных PWR подвал здания реактора является частью RWST, так что не требуется усилий для достижения рециркуляции, но схема, описанная мной, является более распространенной.

Стоит отметить, что при всем этом, даже если небольшая часть топлива была повреждена, в окружающую среду радиоактивность не попадает. Здание реактора является очень эффективным барьером для радиоактивности даже при значительных авариях. Однако, по правде говоря, если ваше предприятие было первым в мире, пострадавшим от крупной LOCA, можно предположить, что это было следствием большой ошибки при конструировании, обслуживании или управлении. Не следует ожидать, что такой реактор будет запущен вновь.



# 19

## Меньше не всегда легче

А сейчас для вас сюрприз: малые потери охлаждающей жидкости (маленькая LOCA) могут оказаться сложнее для их устранения, чем большая LOCA.

### 19.1. Авария 3: МАЛАЯ ПОТЕРЯ ОХЛАЖДАЮЩЕЙ ЖИДКОСТИ

Первичный контур в вашем реакторе имеет множество соединений. Например, разнообразные отводы к системе CVCS для аварийного охлаждения ядра реактора, также масса соединений для отбора проб для химического анализа и для измерителей в первичном контуре температуры, давления и потока. Все эти соединения были тщательно сконструированы и подвергаются регулярной проверке, но все равно остается вероятность, что одно из них ломается и через него начнется утечка. И что потом?

Это не будет аварией, подобной большой LOCA. Вы не увидите потери воды в ядре за несколько секунд и падения давления в первичном контуре почти до нуля. Взамен этого будет набор симптомов, которые позволят оценить, насколько малой может быть авария.

При самых маленьких авариях вы совсем не увидите падения давления в первичном контуре. Первым индикатором может быть необъяснимое падение уровня воды в баке управления объемом (VCT), входящим в систему CVCS. Это сюрприз? Хорошо, предположим, эта утечка такая маленькая, что ее проявление состоит в незначительном снижении уровня воды в системе компенсатора давления. Система контроля уровня воды в компенсаторе давления заметит это изменение уровня и компенсирует его, открыв клапан управления поступающим потоком до достижения заданного уровня (см. главу 7, чтобы вспомнить работу CVCS). Но теперь CVCS потребляет воды больше, и ее уровень в баке управления объемом будет падать. Вы также можете ожидать сигнал тревоги от датчика влажности в здании реактора и от датчика радиации, но это типично для утечек нескольких литров воды в минуту из первичного контура, что можно назвать очень маленькой LOCA.

Если маленькая LOCA немного побольше, то CVCS не обеспечит поток воды для компенсации ее потери в первичном контуре. Это проявится в падении уровня воды в системе компенсатора давления. Когда уровень воды падает, пузырьки пара над ее поверхностью будут расширяться, а давление также упадет. Любое значительное отклонение от типовых режимов работы реактора вызовет включение сигнала тревоги, так что вам надлежит очень быстро разобраться, что происходит. Если вы обратите внимание на датчики влажности и радиоактивности в здании реактора и увидите рост их показаний, то можно считать, что маленькая LOCA у вас в руках. Вы знаете, что она небольшая, так как в первичном контуре еще сохраняется почти первоначальное давление.

## 19.2. ВЫБОР ОПЕРАТОРА

Вы не можете устранить маленькую LOCA при работающем предприятии. Ваши действия, вероятно, потребуют изолировать входные и выходные системы CVCS в случае, если течь находится в одном из этих трубопроводов, но, по правде говоря, есть шансы, что вы пойдете по неверной тропе в части давления и не будете способны остановить его. Так что у вас есть выбор. Можете ждать и ничего не делать до тех пор, пока не будут достигнуты пороги автоматического аварийного отключения реактора и включения аварийного впрыска (или, например, чрезмерно снизится давление в первичном контуре)? Или, осуществив диагностику аварии, вы перейдете к выключению реактора в ручном режиме и включению аварийного впрыска (SI)?

Декларация безопасности предполагает первое – те, кто ее писали безопасности, сопротивлялись требованию любого вида вмешательства оператора в течение 30 мин после начала аварии. Вы, возможно, сочтете это консервативным, так как это нацеливает конструкторов на строительство предприятия, которое может противостоять без вмешательства операторов. Более реалистично думать, что ваши тренировки на тренажерах совместно с инструкциями обеспечат вам положение, когда вы знаете, что лучше всего сделать для остановки реактора (включая большую красную кнопку) и затем вручную включить аварийный впрыск. Конечно, еще возможно, что вы считали показания приборов как тревожные, некорректно и ошибочно диагностировали аварию... Так что? Выключение реактора и включение аварийного впрыска не повлечет какой-либо долговременной опасности.

Я упоминал, что в разных странах методики подготовки операторов различны. Во Франции операторов, как правило, тренируют ждать, когда будут достигнуты пороги срабатывания автоматики. В Великобритании более обычным является требование к операторам выполнять упреждающие действия. У каждого из этих подходов есть свои достоинства и недостатки, но значительной разницы в риске нет. В конечном счете это могут быть автоматические системы, которые обеспечивают заслон независимо от действий оператора. Если вы посетите ядерные установки в разных странах, не предполагайте, что операторы будут подготовлены точно так же, как и вы!

## 19.3. ПОИСК БАЛАНСА

При больших LOCA аварийный впрыск обеспечивает поступление воды в ядро реактора и поддерживает его покрытым водой, но у нас маленькая LOCA. Ядро покрыто водой, и что хорошего в сигнале SI?

Вернемся к кривым, связывающим давление и поток в центробежных насосах, которые мы встречали в предыдущей главе. Когда включатся насосы ECCS, для насосов высокого давления будут одни эти кривые, а для насосов низкого давления – другие. Имеется вероятность, что давление не упадет достаточно для включения насосов низкого давления (или аккумуляторов аварийной инъекции), которые способны поставить любой объем воды, так что сосредоточимся на поведении насосов высокого давления.

В начале маленькой LOCA давление в первичном контуре будет еще слишком высоким для прокачки воды насосами высокого давления. Но давление в первичном контуре будет падать вместе с падением уровня воды в компенсаторе давления. Нагреватели в компенсаторе давления будут пытаться преодолеть это, но их влияние ограничено, и, когда уровень воды в компенсаторе давления упадет слишком низко, нагреватели отключатся (они могут быть повреждены при работе в паровой среде). И еще не забывайте, что при выключении реактора падение  $\text{Thot}$  будет вызывать сильное снижение уровня воды в компенсаторе давления, что снизит давление в дальнейшем. В результате при маленьких LOCA давление в первичном контуре будет в итоге падать дальше, до давления, при котором включатся насосы высокого давления системы ECCS, что увеличит инъекцию воды.

При дальнейшем снижении уровня воды в первичном контуре инъекция воды увеличится, а поток воды через прореху уменьшится из-за снижения ее давления. Когда-нибудь вы достигните точки, в которой инжестируемый поток воды сравняется с потоком через прореху, и давление перестанет падать (рис. 19.1). Отметим, что кривая инжестируемой воды шире, чем то, что

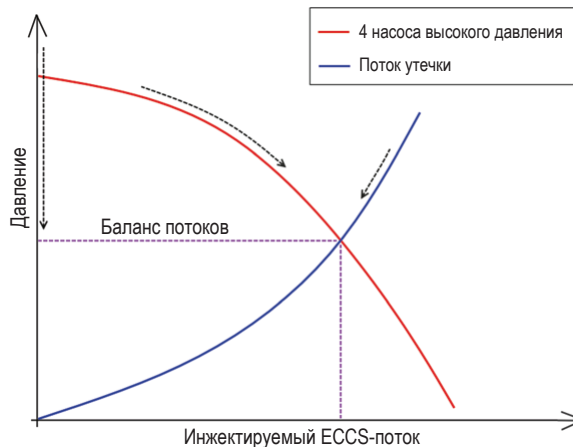


Рис. 19.1 ❖ Баланс инжестируемой и утекающей воды, обеспечиваемый ECCS

вы видели в предыдущей главе, потому что представляет поток от четырех насосов высокого давления, а не от одного. Как оператор, вы не имеете возможности найти этот баланс, физики и инженеры сделали это для вас, но это первый шаг в борьбе с маленькой LOCA.

## 19.4. ДВИЖЕНИЕ ВВЕРХ И ВНИЗ

Ваша установка сейчас стабилизирована, но она едва ли находится в твердом устойчивом положении. Вы имеете утечку из первичного контура и, хотя поддерживаете в этот момент баланс, охлаждать ядро реактора достаточно эффективно вы не можете. Часть тепла выносится прочь из первичного контура с вытекающей водой, но, если ядро все же перегреется, это может вызвать кипение в первичном контуре и станет «с непокрытой головой».

Что необходимо сделать – так это перевести первичный контур в охлажденное состояние без избыточного давления. Автоматические системы не могут это сделать за вас, так что здесь ваши тренировки становятся важными.

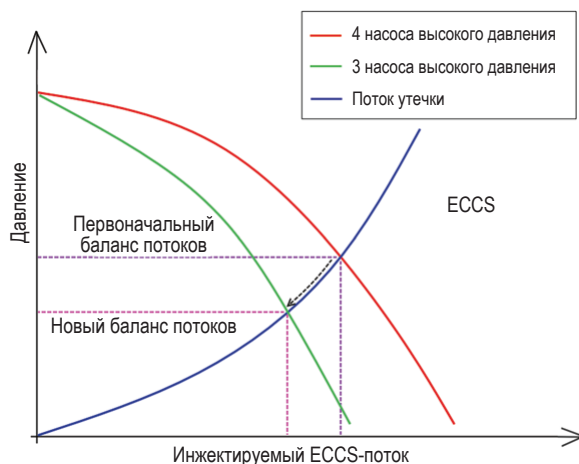
Во-первых, посмотрите на уровень воды в компенсаторе давления: в норме ли он, или слишком много воды было потеряно, прежде чем насосы системы ECCS добились точки баланса потоков воды? Что надо сделать раньше, до всего остального, – это добавить воду в первичный контур, но сколько? Посмотрим на рис. 19.1 еще раз. Представим себе, что бы произошло, если бы вы снизили давление в первичном контуре ниже точки баланса. Инжектируемый поток увеличился бы, а поток утечки уменьшился. Вы получили бы чистое увеличение потока воды в первичный контур, и уровень воды в компенсаторе давления начал бы расти.

Возможно, удивительно, но вы еще имеете степень управления давлением в первичном контуре: форсунки в компенсаторе давления. Если открыть клапаны форсунок, холодная вода будет распылена в паре компенсатора давления, вызовет его конденсацию и снижение давления. Не смущайтесь мыслью, что при этом будет добавлена избыточная вода – этого не произойдет, так как вода в форсунки подается из холодной ветви первичного контура, и вы увидите как увеличение инъекции воды снижает давление в первичном контуре. Когда вы получили достаточное давление в компенсаторе давления, то можно выключить форсунки и вернуться в точку баланса. Кстати, удостоверьтесь, что нагреватели не включились самопроизвольно, когда уровень воды вырос. Вы же не хотите, чтобы возросло давление!

Хорошо, сейчас у вас подходящий уровень воды в компенсаторе давления. Далее обратите внимание на температуру и давление в первичном контуре. Вы должны быть уверены, что они располагаются существенно ниже точки кипения даже при этом пониженном давлении. Если это не так, попытайтесь стравить еще немного пара из парогенератора для снижения температуры.

Почему важны уровень воды в компенсаторе давления и исключение возможности кипения? Потому что вы теперь собираетесь сделать кое-что смелое – начать отключение насосов в системе ECCS. На рис. 19.2 показано, что произойдет при отключении одного из насосов высокого давления. Инжек-

тируемый поток воды уменьшится (примерно на 25 %), так что уровень воды и давление в компенсаторе давления сначала упадут в связи с чистыми потерями воды в первичном контуре. Хотя инъекционный поток уменьшился, он еще остается значительным. Потерпите. Может потребоваться несколько минут, но вы обнаружите, что установка перешла в новую точку баланса с более низкими значениями давления и потока утечки (соответствующими новому потоку из ECCS). Вы сделали прогресс.



**Рис. 19.2** ❖ Отключение одного насоса высокого давления ECCS

А теперь все сначала. Используйте форсунки для восстановления уровня воды в компенсаторе давления и сбросьте пар для достижения расположения точки соотношения температура/давление существенно ниже точки кипения, а затем отключите второй насос высокого давления. Затем повторите это для третьего насоса, так чтобы в работе остался всего один насос. Когда вы отключите последний, произойдет более существенное падение давления вплоть до попадания в зону применимости насосов низкого давления. Чтобы позволить сделать это при высоком уровне воды в компенсаторе давления, надо опять проследить за соблюдением условий исключения кипения, но в ваших методиках установлены требуемые для температуры и давления значения.

Кстати, если вы начали беспокоиться об охлаждении, которое может создать положительную реактивность, в этом нет нужды. Инжектируемая насосами ECCS вода из бака хранения воды для замены топлива (RWST) содержит много бора (2500 ppm), так что ядро прекрасно остается в докритическом состоянии.

Проведите такой же процесс с насосами низкого давления, и в итоге вы получите все насосы ECCS выключенными, а поток утечки будет компенсироваться подпиткой из CVCS. Удивительно? Вовсе нет: утечка со скоростью нескольких литров в минуту при давлении в первичном контуре 155 бар

уменьшится до нескольких капель в минуту, когда давление в первичном контуре спадет.

Хорошо сделано. Вы только что вывели свою установку из одной из самых сложных аварий с помощью восстановительных операций, которые способен выполнить оператор. Маленькие LOCA не являются ежедневным событием, но они случаются, особенно в зоне самых маленьких аварий в спектре размеров аварий, так что не удивительно, что вы тратите так много времени на тренировки для борьбы с ними.

## 19.5. Маленькая LOCA, большие проблемы

Электростанция Три-Майл-Айленд (Three Mile Island Unit 2 – TMI2) была выведена из эксплуатации в 1978 г. Она имела реактор PWR, хотя и по более ранней конструкции, чем ваш. Некоторые системы безопасности были проще, и конструкция парогенератора заметно отличалась от вашей. В отличие от U-образных трубок в ней применялись вертикальные. Эта конструкция парогенератора обеспечивала лучшие условия для образования пара во вторичном контуре, и даже с некоторым перегревом, но парогенератор работал с меньшим количеством воды во вторичном контуре, так что мог осушаться быстрее.

За год до вывода из эксплуатации TMI2 подверглась выключению из-за проблем с питающей водой. К несчастью, вспомогательная система подачи воды была исключена из обслуживания – допущено нарушение правил эксплуатации, по которым работала установка. Полная потеря питающей воды в парогенераторе привела к его быстрому осушению, после чего первичный контур перестал охлаждаться. Остаточное тепло вызвало быстрый рост температуры и давления в первичном контуре, и по этой причине в компенсаторе давления был открыт предохранительный клапан, управляемый оператором.

Это дало начало цепи грубых ошибок. Управляемый оператором предохранительный клапан остался открытым из-за механической аварии, но оператор на главном пульте управления видел по индикатору, что он закрыт. Фактически индикатор показывал, что на клапан подан сигнал к его закрытию (вспомните, что это упоминалось ранее при обсуждении устройства главного пульта управления). Операторы теперь получили маленькую LOCA в верхней части компенсатора давления и не знали об этом.

Давление в первичном контуре упало. Запустились насосы системы ECCS, но падение давления было достаточно значительным, чтобы вызвать кипение воды в ядре. Одна из странных удивительных вещей для LOCA в верхней части компенсатора давления – это то, что она может вызвать повышение уровня воды в компенсаторе. Первоначально при таких LOCA утекает только пар, а не вода, так что нет драматического в уменьшении запаса воды. Но когда падает давление, начинается кипение воды в ядре. Это то, что случилось в TMI2. Пузырьки пара в ядре вытеснили воду, которая потекла в компенсатор давления, вызвав повышение ее уровня.

При этом операторы (или те, кто их тренировал?) сделали самую большую ошибку. Они не проверили запас до вскипания по соотношению температура/давление в первичном контуре и не смогли установить, что в ядре началось кипение. Они предположили, что повышение уровня воды в компенсаторе давления произошло из-за слишком большой подачи ее насосами ECCS, и выключили их. И это несмотря на показания датчиков в здании реактора, указывавшие, что произошла LOCA.

При прекращении инъекции холодной воды ситуация быстро ухудшилась. Пузырьки пара в охлаждающей воде первичного контура вызвали кавитацию (вибрацию) в насосах системы охлаждения, так что они тоже были выключены. Поток воды, обеспечиваемый RCP, хотя и наполненной пузырьками пара, еще покрывал ядро. Выключение RCP привело к тому, что ядро совершенно не охлаждалось и начало плавиться. Более трети топлива расплавилось и попало в нижнюю часть корпуса реактора.

Ошибка с управляемым оператором клапаном была в конце концов обнаружена, и клапаны на промежуточном блоке были закрыты, остановив LOCA. Вода была инжесктирована в первичный контур с использованием насосов низкого давления, и RCP в итоге были включены повторно, восстановив охлаждение ядра. Благо оба RPV и здание реактора остались в сохранности, несмотря на последующее воспламенение водорода в здании. Была минимальная утечка радиоактивности в атмосферу после аварии, незначительная.

TMI2 была пробуждающим звонком для атомной промышленности, особенно в США. По совпадению она произошла через две недели после выпуска фильма «Китайский синдром» (The China Syndrome), имевшего целью показать близость утечки к расплавлению ядра на атомных электростанциях. TMI2 показало, как ошибки обслуживания, ненадлежащая подготовка операторов и плохая конструкция оборудования может привести к списанию почти нового реактора. Тренировку операторов быстро улучшили и в большинство новых конструкций внесли изменения, которые делают такие случаи наименее вероятными. На некоторых предприятиях, например, операторы не имеют возможности остановить насосы ECCS в течение некоторого периода времени после появления сигнала SI. В перспективе строгого соблюдения ядерной безопасности TMI2 должен рассматриваться как защита конструкций PWR – ядро расплавилось, но в окружающую среду радиоактивность почти не попала.

## 19.6. АВАРИЯ 4: УТЕЧКА В ТРУБАХ ПАРОГЕНЕРАТОРА

*Утечка в трубах парогенератора* (Steam Generator Tube Leak – SGTL), или *прорыв* (SGTR). Прорыв представляет собой просто большую утечку и не является в реальности явной аварией. Это разновидность маленькой LOCA. Но есть



важные причины рассмотреть ее в этой главе. SGTL является потенциальной аварией, связанной с нарушением герметичности. Первичный контур находится под давлением 155 бар, что намного больше давления во вторичном контуре (70 бар), так что любые утечки в трубах будут из первичного контура во вторичный.

Вода в первичном контуре радиоактивна. Она содержит небольшое количество трития (водорода-3) вместе с растворенными газами и коррозионно-активными продуктами, которые приобретает, проходя через ядро реактора. При нормальной работе реактора это не создает проблем, так как эта вода находится в первичном контуре, но при SGTL эта вода может попасть в пар и систему питания вторичного контура.

Интенсивность радиации при этом может возрасти по сравнению с исходной в чистых помещениях, таких как турбинный зал. Более важно, особенно если утечка значительная (или прорыв), что давление в поврежденном парогенераторе будет расти до уровня срабатывания главного изолирующего клапана пара (MSSV) или будет открыт управляемый оператором выпускной клапан (PORV). При этом радиоактивный пар будет выбрасываться прямо в окружающее пространство. Это то, что мы называем аварией с нарушением герметичности.

Как оператор, когда вы встречаетесь с SGTL, то должны оценить, с каким объемом высвободившейся радиоактивности имеете дело и как долго. Еще раз, вы должны потратить много времени для этого на тренажерах. Все, что вы увидите в этой главе, касается выключения реактора, включения аварийной инъекции и введения установки в режим низких температуры и давления, вероятно, с несколько большей срочностью.

Но есть и разница: утечка происходит в парогенератор (вторичный контур), а не в здание реактора. Это означает, что ваша цель – сделать давление в первичном контуре равным давлению во вторичном. Если вы это сделаете, утечка прекратится.

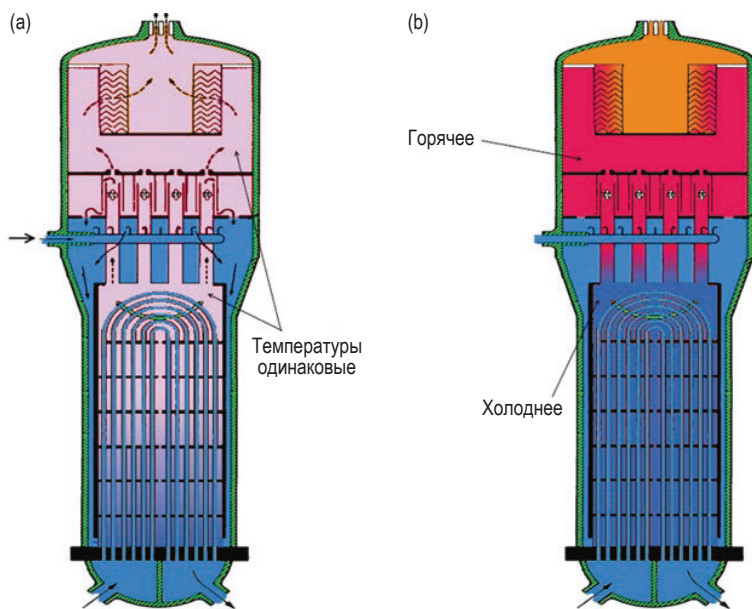
На самом деле существует фокус, позволяющий это проверить на больших PWR, хотя большинство людей с трудом понимает его с первого раза. Для начала надо определить, в каком парогенераторе возникла утечка. Это может быть видно по увеличению уровня воды или уменьшению потока питающей воды, но более вероятно, что авария будет обнаружена по сигналам тревоги от датчиков радиации во вторичном контуре. Когда получена эта информация, следует изолировать аварийный парогенератор, перекрыв главный изолирующий клапан пара (MSIV) и клапаны подачи воды. Теперь еще один трюк: сбросить пар из других парогенераторов для быстрого снижения температуры и давления в первичном контуре. При этом надо следить за сохранностью выключенного состояния реактора (для сохранения докритичности можно добавить бора), но это все должно быть управляемо.

Если охлаждение происходит достаточно быстро, охлажденная вода соберется вокруг труб в нижней части аварийного парогенератора. В его верхней части она останется горячее, сохраняя давление в парогенераторе высоким; можно подумать, что он работает, как компенсатор давления. Из-за рас-

слоения воды с разными температурами можно описать парогенератор как «стратифицированный». В отсутствие потоков воды и пара в парогенератор и из него ничто не обеспечивает перемешивание стратифицированных слоев. Поддерживая давление в аварийном парогенераторе на уровне около 70 бар, можно понизить давление в первичном контуре до совпадения с этим значением.

Если вы можете управлять этим быстрым охлаждением, то остановите утечку намного быстрее, чем если бы ждали, пока первичный контур станет полностью декомпрессирован. На рис. 19.3 показан аварийный реактор в режиме стратификации по сравнению с одним из исправных. Отметим, что в стратифицированный парогенератор не подается вода и не отбирается пар. В то же время остальные парогенераторы, используемые для быстрого охлаждения, питаются водой и производят пар, хотя и при более низкой температуре.

На рис. 19.4 показаны условия в первичном и вторичном контурах, которые необходимы для устранения утечки SGTЛ.



**Рис. 19.3** ❖ (а) Парогенератор, используемый для охлаждения.  
(б) Аварийный парогенератор с температурной стратификацией

Когда вы достигли стратификации в аварийном парогенераторе и требуемых условий в других парогенераторах и первичном контуре, вы остановили утечку радиоактивной воды в аварийный парогенератор и возможное ее попадания в окружающую среду. Теперь, согласно инструкциям, следует охладить установку и починить (или заменить) аварийный парогенератор. Следует ожидать, что это займет несколько недель.

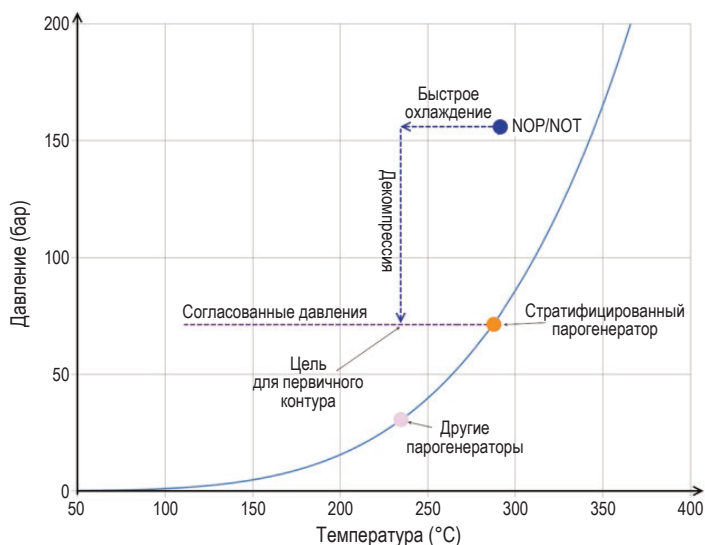


Рис. 19.4 ❖ Целевые условия, преследуемые при SGTL

## 19.7. Насколько это приемлемо?

Вы можете удивиться, как это можно позволять PWR работать, если он подвергся аварии SGTL, при которой даже малое количество радиоактивности попадает в окружающую среду? Часть ответа состоит в том, что утечки в трубках парогенераторов были относительно обычными в прошлом. При свыше 5000 трубок в каждом парогенераторе это места с большим риском утечек. Однако в старых PWR использовались материалы для этих трубок, отличные от тех, которые применяются в новых, и в промышленности накоплены знания о химических процессах в парогенераторах и методах контроля трубок парогенераторов, так что можно ожидать, что они будут работать многие десятилетия – возможно, в течение всего срока эксплуатации станции – без аварий SGTL.

Вторая часть ответа отсылает нас к главе 17 (о безопасности). Вы должны помнить, что лицензия на ваш PWR зависит от вашего следования правилам эксплуатации. Так вот, один из пунктов этих правил устанавливает верхний предел радиоактивности воды в первичном контуре. Если этот уровень ниже предела, то моделирование, выполненное для поддержания вашей декларации безопасности, покажет, что высвобождение радиоактивности вследствие SGTL будет мало по сравнению с допустимым. Если вы окажетесь выше этого предела, скажем из-за многочисленных поломок в топливе во время работы реактора, тогда нет иного выхода, как остановить реактор. Предел на радиоактивность в первичном контуре в ваших правилах эксплуатации является первым звеном в анализе причин аварий. С другой стороны, соответствие правилам эксплуатации показывает, что вы всегда готовы к аварии SGTL.

# 20

## Что еще можно сделать неправильно?

Я хочу начать эту главу с показа, как стабильность вашего реактора может создать проблемы в процессе аварии.

### 20.1. Авария 5: поломка главного ПАРОПРОВОДА

Вы можете подумать, что *поломка главного паропровода* (Main Steam Line Break – MSLB) является наиболее значительным эквивалентом LOCA во вторичном контуре. Маленькие разрывы и утечки в трубах питающей воды и пара могут, конечно, случаться, но, как и с большими LOCA, я собираюсь сначала описать большие аварии.

Трубопроводная система главного паропровода (MSL) большая. Каждая из четырех труб примерно 0,8 м в диаметре пропускает полтонны пара в секунду со скоростью 60 миль в час. Так что произойдет, если труба прорвется? Конечно, пар будет выходить из трубы, но что случится с парогенератором, который задействован в этой интересной аварии?

Как вы уже раньше видели, парогенератор является прибором с насыщением – это означает, что во вторичной части парогенератора вода и пар находятся в состоянии, описываемом кривой насыщения со связанными между собой температурой и давлением. Это дает большой вклад в стабильность работы предприятия день за днем (см. главу 12).

Но, если MSL прорвется, давление в связанном с ним парогенераторе будет стремиться падать. На самом деле это не совсем верно: в верхней части каждого парогенератора имеется ограничитель, который несколько снижает скорость спада давления, но давление будет еще быстро падать. Когда давление уменьшается, вода в парогенераторе станет сильно кипеть и в то же время охладится очень быстро. Вторичная часть парогенератора будет скользить вниз по кривой насыщения, охлаждая трубопроводы парогенератора. Трубы будут охлаждать воду в первичном контуре реактора, что приведет к быстро-

му падению Tcold. Даже с учетом смешивания воды в холодной и горячей ветвях (хотя это не очень хорошее смешивание) ядро реактора внезапно получит сильно охлажденную воду. В терминах PWR это называется *авария расхолаживания* (Cooldown Fault).

Охлажденная вода, действуя через отрицательный температурный коэффициент замедлителя, добавит положительной реактивности. Это вызовет быстрый рост мощности реактора. В данном случае, если авария продлится достаточно долго, стержни управления, вначале выдвинутые из реактора в ответ на спад температуры, в ответ на рост мощности круто опустятся в реактор. Неконтролируемая авария расхолаживания в PWR создает риск повреждения топлива из-за перегрузки по мощности, и поэтому такая MSLB не представляет интереса.

В реальности, если случится MSLB, PWR автоматически отключится, возможно, до того как вы зарегистрируете первый сигнал тревоги. Можно ожидать отключения реактора по ряду параметров, включающих мощность реактора (слишком большая), Tcold (слишком низкая), давление в паропроводе (слишком низкое), уровень воды в парогенераторе (возможно, слишком высокий при запуске, а затем слишком низкий), давление в здании реактора (слишком высокое) и т. д. Даже так для некоторых из рабочих циклов первоначальное увеличение реактивности может быть достаточно высоким, чтобы преодолеть отрицательную реактивность, внесенную стержнями управления. Другими словами, реактор может вернуться (на короткое время) в критический режим до тех пор, пока не будет введено достаточно бора, чтобы заглушить его.

Я говорил о других парогенераторах, как если бы они не подвергались воздействию MSLB. Это верно, только если они будут быстро изолированы от поломанного трубопровода. Если авария произошла между парогенератором и отсечным клапаном главного паропровода (MSIV, см. главу 10), тогда это сделать легко. Запирание MSIV изолирует три неповрежденные линии трубопровода от аварийной. Если разрыв за MSIV, то закрывание всех этих клапанов изолирует все четыре парогенератора от места аварии и полностью прекратит расхолаживание. Приняв во внимание как быстро должно произойти срабатывание клапанов (секунды), вы не удивитесь, узнав, что *реакторная защитная система* (RPS) для PWR закроет все клапаны автоматически, если обнаружит внезапное падение давления пара или Tcold в любом MSL или парогенераторе. Эти же самые датчики обеспечивают автоматическое выключение реактора и включение аварийной инъекции, так что вы можете быть уверены, что находитесь на правильном пути к достижению безопасного выключенного состояния реактора.

Как и с LOCA, существует много других возможностей, но наиболее маленькая (и наиболее вероятная) утечка в трубопроводе вторичного контура приведет к расхолаживанию парогенератора. Простейшим примером является авария главного изолирующего клапана пара (MSSV), застревание его в открытом положении (глава 10). В терминах потребления пара это представляется как повышение расхода пара на 5 %, и поэтому, чтобы его скомпенсировать, реактор увеличивает мощность на 5 %. Это еще не вызовет автоматического выключения реактора, потому что порог выключения по мощности установлен на уровне 110 %.

При застрявшем в открытом состоянии MSSV операторы могут сделать разумные вещи: быстро уменьшить нагрузку турбины на 5 %, вернув расход пара и мощность реактора назад, в их пределы. Затем они должны понять, следует ли пытаться закрыть клапан и/или остановить установку. Даже маленькое расхолаживание, вызванное утечкой пара, потребует от операторов для его компенсации снижения мощности на несколько мегаватт. Отметим, что кратковременное повышение мощности PWR обычно не создает проблем. Большинство вопросов, возникающих после выключения реактора, связаны с рассеиванием остаточного тепла и сопряжены с историей эксплуатации реактора намного сильнее, чем с уровнем мощности, предшествовавшим выключению.

## 20.2. АВАРИЯ 6: ТЯЖЕЛЫЕ АВАРИИ

Сейчас, когда мы обратились к учебнику по авариям на PWR, самое время обсудить, какие еще плохие вещи могут случиться. Это случаи с тяжелыми авариями, и характеризуются они охлаждением ядра со значительным повреждением топлива, подобным тому, что произошло на *Три-Майл-Айленд 2* (Three Mile Island 2).

Всего было несколько таких аварий на реакторах PWR (и только одна на коммерческой установке), хотя авария реактора на кипящей воде в Фукусиме в какой-то степени похожа. Это означает, что множество рассматриваемых нами объектов основано на экспериментальном опыте и компьютерном моделировании. Оба этих подхода дали общепринятое представление о ходе развития тяжелых аварий.

По определению тяжелая авария – это та, при которой была потеряна возможность надлежащим образом охлаждать ядро реактора. Как этим управлять, знает всякий. Вам надо иметь множество не связанных между собой систем, чтобы развилась проблема или повреждение в одно и то же время. Это не невозможно, но вероятность такого события очень мала по сравнению с теми авариями, которые мы уже видели.

Во-первых, топливо: при потере охлаждения оно начинает страдать. Существует множество физических и химических процессов, происходящих при отсутствии отвода остаточного тепла и охлаждения. Некоторые из них, такие как реакция циркалоя из оболочек топливных стержней с паром, могут в действительности ухудшить ситуацию, добавляя тепло. Другие эффекты, как сильная конвекция в первичном контуре, могут удалить часть этого тепла. Значительное повреждение топлива не происходит немедленно, так что у операторов есть возможность вмешаться и восстановить охлаждение ядра (если это возможно). Их инструкции подчеркивают все это. Но мы рассматриваем тяжелые аварии, так что пошли дальше...

Если охлаждение не восстановлено, ядро начинает плавиться. На беду, это делает более сложным восстановление эффективного охлаждения, потому что геометрия отдельных топливных стержней и зазоров между ними нарушается. Расплавление также высвобождает радиоактивные газы и летучие



химикаты из поврежденных топливных стержней. Если эта авария началась совместно с LOCA, эти радиоактивные продукты распада будут способны проникнуть в здание реактора. Здесь только одно светлое пятно (да, только одно), та же самая потеря геометрии в ядре делает очень маловероятным достижение критичности, даже если вы зальете воду назад в корпус реактора (RPV).

Возможно, что некоторые из расплавленных частей ядра упадут вниз, на дно корпуса реактора. Этот материал обычно называют *кориум* (corium), так как он представляет собой смесь из расплавленных материалов ядра, обычно при очень высокой температуре. Если этого кориума будет много – а на TMI2 его было около 20 т, – то возможно повреждение корпуса. Эксперименты с использованием моделирования показали, что может образоваться маленькое отверстие, которое затем станет расти, или, что еще более драматично, разрыв корпуса.

Сделаем шаг назад. Мы начинали с того, что существует три барьера для продуктов распада: оболочка топливных элементов, первичный контур и здание реактора. По нашему сценарию некая тяжелая авария пробивает первый и второй барьеры. Теперь все наши усилия направлены на защиту третьего барьера, здания реактора, так как оно противостоит описанному выше реактору и ответственно за защиту от радиоактивности. Так что может угрожать зданию реактора?

Первоначальная авария и следующее за ней повреждение корпуса реактора создадут повышение температуры и давления в здании реактора. Но, как мы уже видели, эти здания большие, прочные и (в значительной мере) пустые. Таким образом, есть помещение для большого количества высвобождающегося пара без опасности повреждения здания. Как оператор, вы не можете управлять этим – и это заложено в конструкцию, – но любое охлаждение, которое вы можете создать внутри здания, будет вам на руку. В итоге вы начинаете искать пути к охлаждению (или вентиляции) здания, чтобы избежать его повреждения из-за перегрева или чрезмерного давления внутри. В мире найдено множество путей решения этой задачи.

Следующую опасность, о которой следует беспокоиться, представляет водород. Водород производится вследствие реакции между оболочками топливных элементов из циркония и паром. Существуют и другие пути его возникновения при тяжелых авариях, некоторые химические, а некоторые из-за радиации. Водород, попадая в здание реактора, смешивается с воздухом и образует смесь, которая может в дальнейшем воспламениться. На TMI2 воспламенение водорода произошло через два часа после начала аварии и вызвало бросок давления примерно в 2 бара в здании реактора. В ранних PWR на случай аварии были предусмотрены электрические дожигатели водорода, но затем было признано, что затраты энергии на них не оправданы в связи с малой вероятностью тяжелых аварий. В более современных предприятиях применяются катализаторы, которые не потребляют электричества. По этой причине водород не рассматривается как серьезная опасность на современных предприятиях.

В заключение о потенциальной опасности нарушения герметичности подвала из-за расплавленного кориума, который падает с днища корпуса реак-



тора. Некоторые современные реакторы имеют специальные охлаждаемые полы, в пределах которых обеспечивается безопасность. Другие, в более типичном случае, снабжены системой подачи воды под корпус реактора. Хотя это решение увеличивает парообразование в здании, эксперименты показали, что бурное кипение превращает кориум в мелкие, легко охлаждаемые куски и препятствует повреждению подвала здания.

## 20.3. Фукусима Дайити

11 марта 2011 г. очень мощное землетрясение произошло у берегов Японии. Это было одно из мощнейших зарегистрированных землетрясений. Вызванное им цунами пришло на крупнейший японский остров и привело к гибели 16 000 человек, и еще 2500 пропало без вести.

На территории Фукусима Дайити использовалось шесть реакторов. Они все были из раннего поколения *реакторов на кипящей воде* (Boiling Water Reactors – BWR) из конца 1960 и начала 1970 гг. Заметим, что располагались реакторы 1–4 довольно близко друг к другу и к морю. Реакторы 5 и 6 отстояли подальше от этих четырех и располагались дальше от моря.

Когда грянуло землетрясение, реакторы 1–3 работали, а реакторы 4–6 были выключены (в реакторе 4 шла замена топлива). Реакторы 1–3 были автоматически отключены при землетрясении, что было предусмотрено их конструкцией.

Однако, когда 50 мин позже цунами достигло берега, оно вызвало его сильное затопление. Пострадало здание аварийных генераторов электроэнергии и другое важное оборудование для охлаждения и управления реакторами 1–4. Охлаждение реакторов 1–3 нарушилось, как и охлаждение бассейнов-хранилищ ядерного топлива над каждым реактором (включая реактор 4). Оборудование реакторов 5 и 6 не пострадало, они продолжали охлаждаться должным образом, так что их далее мы не будем упоминать.

Операторы пытались по-разному подключить генераторы и батареи к системам охлаждения реакторов, но цунами повредило местные дороги, что сделало доставку дополнительного оборудования очень сложной.

Ядра реакторов 1–3 подверглись значительному расплавлению и повреждению с попаданием их продуктов в нижние уровни каждого из зданий реакторов. Несмотря на относительно современный уровень конструкции, герметичность зданий этих ранних BWR не обеспечивала их способности противостоять столь большим авариям. Давление в зданиях росло, и настало время необходимости включить вентиляцию во избежание их обрушения. Из-за сильного повреждения топлива выделяющиеся газы содержали много водорода, что вызвало взрывы в процессе вентиляции. В ходе этих взрывов в пространство вокруг реакторов попало много загрязнений, которые были замечены через несколько дней по всему миру.

Бассейн-хранилище ядерного топлива над реактором 4 не пострадало так сильно, как в начале казалось (но сейчас оно опорожнено). Очистка и удаление продуктов радиоактивного распада территории Фукусима Дайити

проводятся, но потребуются годы для завершения работ из-за чрезвычайно высокого уровня радиации вблизи выпавшего кориума.

На операторов и законодателей в Японии было обрушено много критики, сосредоточенной на обоснованно прогнозируемой природе цунами, а значит, несоответствии средств морской защиты от природных опасностей. Международный отклик на эту аварию состоял в закрытии некоторых старых реакторов BWR (например, в Германии) и более глубоком исследовании событий, происходящих за пределами проектных основ других предприятий, особенно тех, которые могут включать отказы многочисленных систем предприятий.

## 20.4. В ПЕРСПЕКТИВЕ

ТМ12 и Фукусима продемонстрировали, что можно достичь безопасного, стабильного состояния предприятия, даже если произошла тяжелая авария. На современных PWR это может быть достигнуто без значительного выброса радиоактивности в окружающую среду. Что дальше?

Затем следует очистка. Охлаждение поддерживается, пока короткоживущие продукты распада не прекратят свое существование. Отходы, которые вылетели наружу (и в первую очередь расплавленный кориум), обнаруживаются, описываются, удаляются и запаковываются. Это дорого и долго, но достижимо.

## 20.5. Что делать с тяжелыми авариями...

... не иметь их.

Строить хорошо сконструированное предприятие с тремя или четырьмя барьерами безопасности и современное, прочное здание реактора. Тщательно обучать операторов, включая отработку широкого множества методов борьбы с авариями. Быть компетентным во всех видах потенциальных опасностей, как внутренних, так и внешних, природных и рукотворных. Тщательно обслуживать предприятие и держать свои глаза и уши открытыми к международному опыту эксплуатации.

Всегда управлять предприятием так, как будто авария вот-вот произойдет. Этим путем вы устраните любые предпосылки к тяжелым авариям.

# 21

## Когда теряется сила

Когда топливо выгорает из-за каждодневной эксплуатации, ваш реактор будет терять реактивность. Чтобы сохранить ее, надо медленно разводить раствор бора в первичном контуре, возможно, на 2–3 ppm в день, начиная примерно с 1500 ppm при полной мощности. Вы можете подумать, что будете продолжать это делать до тех пор, пока содержание бора не достигнет 0 ppm, но, как вы уже видели, на практике вы скорее захотите остановиться до этого, потому что у вас нет такого большого объема воды для продолжения разведения (см. главу 12). Достигнув этой точки, вы готовы перезагрузить топливо в реакторе и начать следующую остановку на перезагрузку топлива; здесь «остановка» – это другое название периода выключенного состояния реактора.

### 21.1. Выбег

Существует и другой путь вернуть реактивность – уменьшить мощность, и реактивность увеличится из-за дефекта мощности. Как правило, вы находите, что можно скомпенсировать потерю реактивности от выгорания топлива, если снижать мощность на 1 % в день. Мы называем это «выбег». Для операторов реактора это в самом деле легко выполнить. Надо просто остановить разбавление охладителя первичного контура водой (которой сейчас требуется довольно много) и взамен этого уменьшать мощность турбины на несколько мегаватт каждые несколько часов. При таких малых изменениях мощности выделение ксенона вряд ли будет проблемой, и осевую разность мощности легко предсказать, так как все изменения происходят медленно.

С другой стороны, если вы собираетесь использовать выбег, у станции будет уменьшаться поставляемая мощность, и с этим, возможно, надо что-то делать? Но, предположим, что вы загрузили ядро реактора для начала цикла с предполагаемой датой следующей остановки для перезагрузки, скажем, через 500 дней. Что произойдет, если вы израсходовали большую часть рабочего цикла и теперь хотите сдвинуть дату следующей остановки на не-

сколько недель, возможно, из-за того, что главный поставщик оказался не готов выполнить свои обязательства? Как вы поддержите работу станции еще на 14 дней? Это случай, когда выбег был бы целесообразной опцией. Даже через две недели вы еще будете генерировать 85 % от полной мощности. Это намного лучше, чем выключить установку и ждать две недели прибытия за-контрактованного топлива.

Некоторые предприятия даже сконструированы так, что в них предусмотрен период выбега в каждом рабочем цикле для увеличения степени выжигания топлива. Когда вы платите так много за каждую сборку нового топлива, выгодно продлить срок его использования (при условии, что вы остаетесь в границах вашей декларации безопасности).

## 21.2. ВЫКЛЮЧЕНИЕ

Выключение реактора для остановки является лишь другим изменением его мощности. Так что вы беретесь за него таким же образом, как и при любых других изменениях мощности. Установите нагрузку турбины на медленное уменьшение и добавляйте бор в первичный контур для снижения реактивности, как это делается при возвращении из состояния с дефектом мощности. Это выглядит несколько странным, ведь вы в течение месяцев разбавляли раствор бора для поддержания стабильной мощности, а сейчас поступаете наоборот!

Изменения мощности могут стать немного каверзными в конце рабочего цикла. *Температурный коэффициент замедлителя* (Moderator Temperature Coefficient – МТC) становится очень отрицательным, так что малые изменения температуры (мощности) требуют компенсации большим количеством бора. Стержни управления могут не обеспечить большой отрицательной реактивности на шаг их введения в ядро, как это было в начале рабочего цикла. Топливные сборки, между которыми расположены стержни управления, теперь работают при меньшей мощности по сравнению с другими, так что стержни оказывают меньшее влияние на поток нейтронов. И наконец, ксенон может немного подвести к концу рабочего цикла. Различная его концентрация может создаться в верхней и нижней частях ядра, приведя к его перемещению внутри реактора! Ничего из этого не было бы большой проблемой, если бы вы всего лишь хотели выключить реактор, но это может усложнить стабилизацию реактора при низкой мощности. Так что, раз уж вы начали снижать его мощность, не сдавайтесь...

Когда ваша турбина работает при достаточно малой мощности, можете отсоединить ее от сети и позволить ей вращаться с замедлением. Реактор будет еще работать на малой мощности, сбрасывать пар, и вы можете как ввести стержни управления для дальнейшего уменьшения мощности, так и нажать большую красную кнопку, чтобы из просто уронить их в ядро. Однако, как и при незапланированном выключении, ваша первая цель – стабилизировать предприятие при нормальном давлении и температуре (NOP/NOT).

## 21.3. ОхлаЖДЕНИЕ

Посмотрите на кривые охлаждения на рис. 21.1. Здесь я отметил температуру и давление NOP/NOT (теперь, при выключенном реакторе, разность между  $T_{hot}$  и  $T_{cold}$  мала). Это точка, где вы сейчас находитесь. Отсюда надо двигаться влево и вниз, т. е. к нулевому давлению и охлаждению, достаточному для достижения состояния остановки реактора.

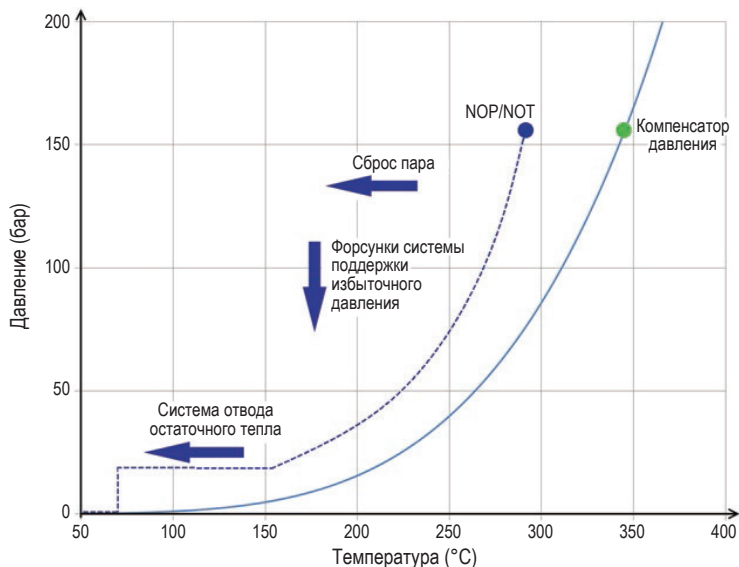


Рис. 21.1 ❖ Кривые охлаждения

Как достичь этого?

Нельзя просто сбросить давление, или вы покинете кривую насыщения — вода в первичном контуре превратится в пар! Аналогично вы не можете еще проводить охлаждение, иначе рискуете целостностью первичного контура — охлажденная сталь теряет прочность. Взамен этого нужно снижать температуру и давление совместно вроде того, как это показано пунктирной линией на рис. 21.1. Это не так трудно, как звучит, потому что вы можете контролировать давление и температуру независимо.

Управление давлением в первичном контуре осуществляется с помощью системы поддержки избыточного (компенсатора) давления. Если вы выключите в ней все нагреватели, давление при остывании системы поддержки избыточного давления будет медленно падать. Это, возможно, не будет достаточно быстро для вас, так что можно подумать об использовании форсунок. Чем больше открыты клапаны форсунок, тем быстрее будет падать давление — вспомним, что вода в форсунки поступает из холодной ветви, так что, по крайней мере, вначале она холоднее, чем пузырьки пара в системе поддержки избыточного давления.

Температура в первичном контуре контролируется так же, как и мощность, с использованием давления пара во вторичном контуре парогенератора. Турбина выключена, но вы еще выпускаете пар в холодильники турбины (или в атмосферу через клапаны PORV, если холодильники недоступны). Вначале давление выпускаемого пара будет около 75 бар. При этом поддерживается температура пара, тем самым Tcold еще выше 290 °C – NOT является частью NOR/NOT. Для охлаждения первичного контура следует подстроить давление стравливаемого пара немного книзу. Это будет увеличивать количество выпускаемого пара, уменьшая давление в парогенераторе. Так как парогенератор является прибором с насыщением, это также уменьшит температуру вторичного контура, что в свою очередь снизит температуру возвратной воды в реакторе Tcold.

Сейчас одно умное замечание: если вы постепенно уменьшаете давление сбрасываемого пара и открываете клапаны форсунок, то можете получить совместное снижение температуры и давления в первичном контуре. Это позволит вам удержаться подальше от кривой кипения и гарантирует защиту от перегрузок стали в первичном контуре. Интересно, что, хотя Tcold и Thot (близкие друг к другу) станут изменяться примерно в соответствии с пунктирной линией на рис. 21.1, в системе поддержки избыточного давления условия будут следовать по кривой кипения вниз – в ней еще остаются пузырьки пара, – и вы не можете этим управлять, за вас это делает физика. Когда давление уменьшается, вода в системе поддержки избыточного давления превращается в пар, охлаждаясь при этом. Пузырьки пара в системе поддержки избыточного давления остаются в равновесии с водой.

Честное слово, это ненамного сложнее, чем звучит. Если вы хотите достичь постоянной скорости охлаждения, скажем 25 °C в час, надо подобрать постоянную скорость спада давления во вторичном контуре согласно кривой кипения, которая не является прямой линией. В дополнение форсунки в системе поддержки избыточного давления создают разность температур в ней и Tcold. На старых предприятиях это было сложным маневром, который держал оператора очень занятым.

У вас современный PWR. Вы можете выбрать желаемую скорость охлаждения с помощью системы сброса пара и автоматической системы управления, которые обеспечивают требуемые изменения давления пара. Аналогично, если системы управления обеспечивают движение, подобное пунктирной линии на рис. 21.1, они могут управлять и форсунками в системе поддержки избыточного давления, чтобы обеспечить требуемое давление на любом этапе охлаждения. Установки выполняются автоматически, и вы можете достичь охлаждения и декомпрессии первичного контура за 8 ч или около того.

## 21.4. НАСОСЫ ОХЛАЖДЕНИЯ РЕАКТОРА

Что вы можете сделать с вашими насосами охлаждения реактора? Они доставляют тепло в первичный контур, по 5 МВт каждый, так что мало смысла держать их в работе при охлаждении реактора. С другой стороны, они обе-

спечивают очень хорошую циркуляцию охладителя, передавая тепло в парогенератор и гарантируя подходящее смешивание при изменении концентрации бора. Компромисс, возможно, состоит в отключении трех из четырех насосов. Это не только минимизирует поступление тепла, но еще обеспечивает хорошую циркуляцию воды, проходящей вперед через работающий насос и возвращающейся через остальные три. Это звучит странно, но работает прекрасно. Выбирать работающий насос надо тщательно: нужно, чтобы он был одним из тех, что питают форсунки в системе поддержки избыточного давления (вспомним, что эти форсунки питаются от холодной ветви охлаждения реактора и подают воду в верхнюю часть системы поддержки избыточного давления).

Есть одна сложность с работающим насосом охлаждения реактора, и это уплотнения сальников. Они могут выйти из строя, если насосы работают при очень низком давлении в первичном контуре. При нормальной работе давление в первичном контуре выталкивает вверх крыльчатку насоса охлаждения реактора, а вал и сальники сконструированы для работы именно в этих условиях. Когда давление в первичном контуре падает ниже 20 бар, выталкивающая сила оказывается недостаточной, под собственным весом конструкция опускается вниз, что и может повредить сальники. По этой причине пунктирная линия на рис. 21.1 прекращает спад по достижении 20 бар и остается горизонтальной до тех пор, пока спад температуры не позволит выключить последний циркуляционный насос. Когда он выключен, можно считать выполненной финальную часть декомпрессии и охлаждения реактора.

## 21.5. Бор

Вы помните, что добавляли бор для уменьшения мощности. Это делалось для компенсации дефекта мощности, т. е. увеличения реактивности при снижении мощности реактора. Это надо выполнять и даже когда реактор выключается. МТС и ФТС остаются отрицательными, и реактивность возрастает во время снижения температуры в первичном контуре. К концу рабочего цикла это вряд ли является проблемой, но вы собираетесь перезаправить топливо через несколько дней, что приведет к значительному увеличению реактивности. Если перезаправить топливо при недостаточно высокой концентрации бора, ваш холодный реактор достигнет критического режима со всеми введенными стержнями управления, и у него слетит крыша.

Итак, хотя реактор и выключен, добавим бора. В современных установках потребуется примерно 2500 ppm бора, чтобы гарантировать, что реактор останется в докритическом состоянии с надлежащим запасом, скажем 5 найлов во время и после перезаправки. Это сделать нетрудно: потребуется добавить достаточно воды в первичный контур, когда он остынет (более 50 т) для компенсации ее сжатия при спаде температуры. Достаточно добавить бор в заливаемую воду.



## 21.6. Химики главные

При нормальной работе в первичный контур закачан в большом количестве водород, чтобы удержать вовне кислород и тем самым минимизировать коррозию. Но это создает проблему: когда вы вскрываете первичный контур в его холодном состоянии, водород выходит из растворенного в воде состояния и смешивается с воздухом, создавая горючую или даже взрывчатую смесь. Вам надо избавиться от водорода и заменить его кислородом – вы ведь не хотите взрыва. При низких температурах коррозия менее беспокоит, так что сделать эту замену разумно. Но как?

С использованием бака управления объемом VCT в системе CVCS. Водород обычно вводится в первичный контур через VCT, так что теперь химики заменяют водород на инертный газ – азот. Когда содержание водорода в первичном контуре падает, химики могут ускорить процесс оксигенации добавлением такого химиката, как перекись водорода, которая после разложения выделяет кислород. Это еще одна причина сохранять последний циркуляционный насос в работе в течение примерно дня – для гарантии перемешивания воды в первичном контуре до завершения химических процессов. В какой-то момент химики смогут сказать, что все безопасно для выключения последнего насоса и открывания полости первичного контура. Пока они это не сделали, двигаться вперед нельзя.

На старых предприятиях эта замена водорода на кислород в первичном контуре приводила к растворению в воде большого количества радиоактивных продуктов коррозии. Такую воду американцы называют «грязь после взрыва» (*crud-burst*) – продукты коррозии, циркулирующие в теплоносителе реактора. В более современных реакторах с хорошим химическим контролем и современными материалами продукты коррозии, циркулирующие в теплоносителе реактора, еле-еле обнаруживаются.

## 21.7. Охлаждение в охлажденном состоянии

Сейчас у вас сравнительно холодные, декомпрессированные первичный и вторичный контуры. Но, если ничего нет горячего и кипящего, как удалять остаточное тепло? Ответ дает *система отвода остаточного тепла* (Residual Heat Removal System – RHRS), показанная на рис. 21.2.

В этой системе, снабженной насосом, вода забирается из четырех горячих ветвей и возвращается в четыре холодные ветви, протекая через ядро к горячим ветвям. Через парогенератор она не проходит. На ее пути через RHRS вода из первичного контура охлаждается замкнутой системой, называемой *система водяного охлаждения компонентов* (Component Cooling Water System – CCWS).

Система CCWS охлаждает все оборудование, обеспечивающее ядерную безопасность электростанции, включая здание реактора, насосы аварийной инъекции, главный пульт управления, компьютеры защитной системы и пр. В современных предприятиях эта система делится на два или четыре от-

дельных звена, как и другие системы безопасности, и снабжена аварийным питанием от дизель-генераторов для ответственных потребителей на случай потери связи с сетью. CCWS охлаждается в свою очередь открытой системой, отдавая тепло либо в морскую воду, либо в воздух через радиатор (если вы счастливчик, то через оба варианта).

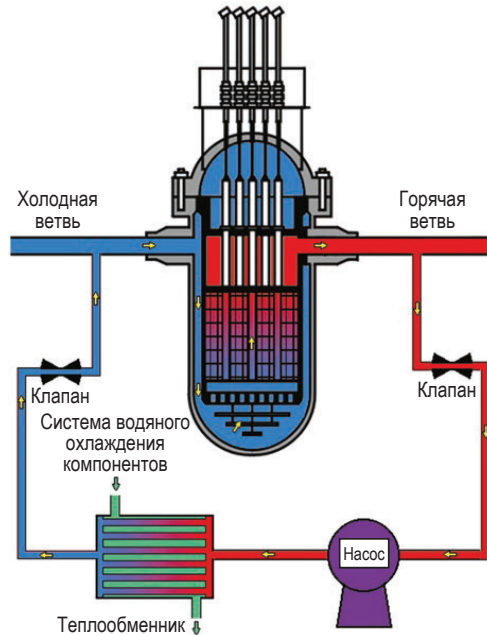


Рис. 21.2 ❖ Система отвода остаточного тепла

RHRS не предназначена для удаления тепла из ядра при полных температуре и давлении, но вы можете открыть ее клапаны отдельно от первичного контура и начать ее использовать на полдороге при выполнении охлаждения. Например, можно использовать ее в комбинации с выпуском пара из парогенератора, но со временем вы прекратите стравливание пара и будете использовать только RHRS. Это важно для последующего, когда парогенератор уже не поможет.

## 21.8. ПОДНИМАНИЕ КРЫШКИ РЕАКТОРА

Вернемся к описанию первичного контура в главе 6. Вы помните, что верхняя часть корпуса реактора крепится болтами? Этих болтов (или шпилек) около 50 штук, каждый весом около четверти тонны. Они откручиваются с помощью огромного гидравлического гаечного ключа или гайковерта. Когда это сделано, болты следует убрать и поднять верхнюю часть PWR. Она весит 150 т, но это ничего; кран в реакторном здании, использовавшийся

при строительстве, раньше поднимал корпус реактора весом 400 т, так что понятно, насколько легко он поднимает верхнюю часть реактора. На рис. 21.3 приведена фотография подъема верхней части PWR. Внизу видно несколько концов валов стержней управления, торчащих вверх корпуса PWR.

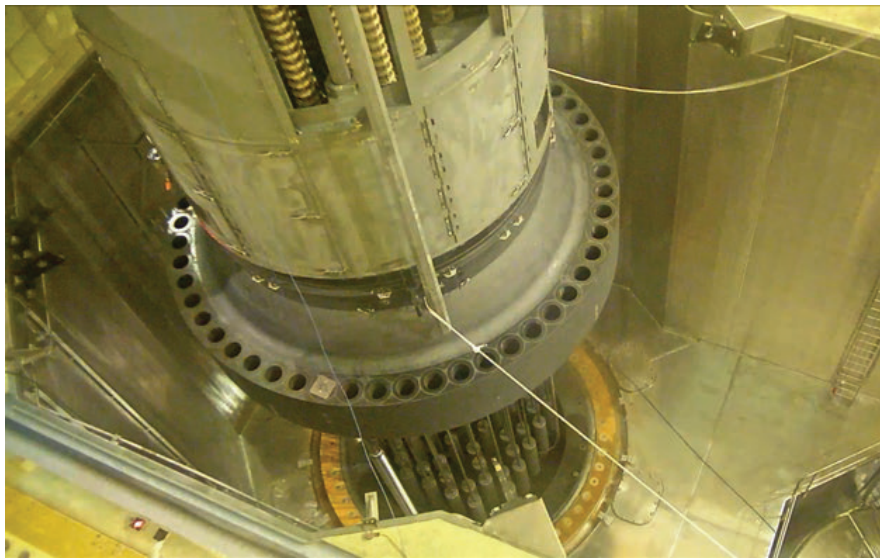


Рис. 21.3 ❖ Подъем крышки PWR

Когда верхняя часть реактора снята (и помещена рядом в здании реактора), вы сделаете нечто очень странное для тех, кто не работал с PWR или BWR. Вы наполните более чем тысячью тонн борированной воды перегрузочную емкость, изготовленную из нержавеющей стали и находящуюся над реактором. Эта вода поступает из бака хранения воды для замены топлива. Эта вода уже не нужна для аварийной инъекции, так как первичный контур охлажден и декомпрессирован. Все, что вы теперь будете делать с реактором, будет под водой.

Воды много. Она уносит тепло от топлива. Она защищает вас (операторов) от радиации, исходящей от топлива, и (самое главное) вы можете видеть, что вы делаете, через воду! Если последнее звучит тривиально, попытайтесь поработать с реакторами других конструкций, где обращение с топливом осуществляется дистанционно из-за толстой защиты и с минимальной оснасткой...

На рис. 21.4 показана заполненная водой перегрузочная емкость для перезаправки PWR топливом. На этой фотографии верхние части корпуса удалены и сохраняются под водой в бассейне. Вы можете видеть верхние части топливных сборок в ядре, часть из которых уже удалена. Вы также видите две из холодных ветвей охлаждения. Отметим, что стержни управления уже отсоединены от их приводов и оставлены позади топлива, когда верхние части внутренностей реактора были подняты.

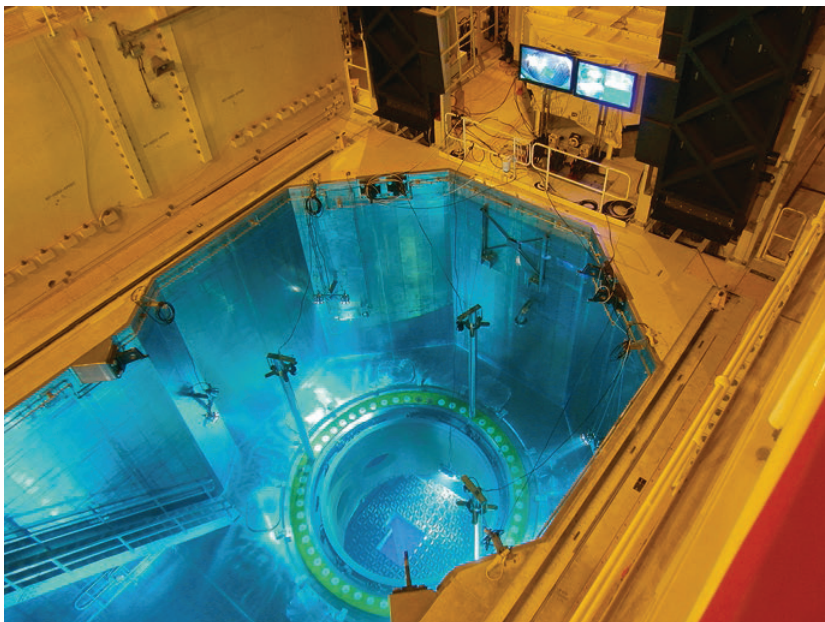


Рис. 21.4 ❖ Заполненная водой перегрузочная емкость

## 21.9. УДАЛЕНИЕ ОТРАБОТАННОГО ТОПЛИВА, ПЕРЕСТАНОВКА ТОПЛИВНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ, ПЕРЕЗАРЯДКА

В большинстве PWR топливо в ядре заменяют полностью из хранилища при каждой остановке реактора. Это может показаться избыточным, так как достаточно было бы замены только примерно одной трети топлива на свежее, но для этого есть две веские причины. Во-первых, замена всего топлива в здании реактора позволяет выключить и обслужить все оборудование систем обеспечения безопасности, связанное с реактором, – требуется оставить в работе только то, которое используется в хранилищах топлива. Во-вторых (и, возможно, еще важнее), топливо, закрепленное в реакторе, должно быть перемещено в разные места. Это было бы почти жонглированием внутри частично разгруженного реактора, особенно когда вы поднимаете и двигаете стержни управления между топливными сборками, чтобы проверить их правильное положение. На некоторых предприятиях используется такой путь, но намного обычнее менять все ядро.

Как вы перемещаете топливные сборки? С помощью маленького крана (называемого перегрузочной машиной), который поднимает одну сборку из ядра и помещает ее в корзину, в которой затем сборки перебираются в хранилище. В хранилище они располагаются в вертикальных стеллажах

бассейна для отработанного топлива с помощью другого маленького крана. Обычно четыре или пять топливных сборок вынимаются из ядра в час, так что полная разгрузка ядра требует менее двух дней. На рис. 21.5 приведена фотография подъема отработанной топливной сборки из ядра реактора. Вы заметили голубое свечение? Это свечение Черенкова, эффект, вызываемый помещением чего-либо очень радиоактивного в воду (посмотрите, это очаровательно). Для физика это индикатор того, что отработанные топливные сборки смертельно радиоактивны, но все они размещены под водой (слоем не менее 3 м), обеспечивающей охлаждение и экранирование. Вы можете днями находиться рядом с емкостью хранилища и не получить зарегистрированной дозы облучения.

Будучи помещенными в хранилище, компоненты ядра, например стержни управления, быстро перетасовываются между топливными сборками. Вода в хранилище насыщена бором, так что опасности возникновения критического режима нет даже при удалении стержней управления. Полная перегрузка компонентов ядра в хранилище занимает день или около того.

Перезарядка топлива попросту обратна удалению отработанного топлива. При этом используются те же краны и корзины, но следует помнить, что по крайней мере часть нового топлива является свежей. Оно было доставлено в хранилище за месяц до остановки реактора и дожидалось своего времени в хранилище. Некоторые из стержней управления после разгрузки ядра могут использоваться вновь со свежим топливом. Перезагрузка требует обычно на несколько часов больше, чем удаление отработанного топлива. Помещение топлива в корпус реактора более трудоемко, чем вынимание отработанныхборок, и требует много усилий для обеспечения их тщательного позиционирования. Новое ядро намного более реактивно (примерно на 20 найлов больше!), чем старое, так что следует тщательно контролировать поток нейтронов при загрузке ядра, чтобы не оказаться вблизи критического режима.

## 21.10. Путь НАЗАД

Когда ядро перезагружено, верхние части реактора устанавливают на их места, и стержни управления вновь соединяют с их приводами. Вода, которая хранилась в емкости системы очистки, выкачивается из перегрузочной емкости (назад в RWST), а верхняя часть корпуса реактора помещается назад и фиксируется болтами. Это звучит просто, но на все это требуется добрых несколько дней работы для осушения и очистки емкостей для их подготовки к следующему отключению реактора.

А теперь придется потрудиться. Все эти системы на электростанции (включая системы безопасности), которые были отключены и обслуживались во время простоя реактора, должны быть повторно испытаны перед тем, как они будут введены в эксплуатацию. Большинство из этих работ выполняется операторами с главного пульта управления. Остановка реактора является единственной возможностью осуществить некоторые из этих видов работ,



поэтому не удивляйтесь, что даже при несложной остановке реактора план может содержать более 10 000 отдельных задач.

Первичный контур наполняется водой (поступающей из компенсатора давления), в нем увеличивается давление для запуска первого насоса охлаждения, затем химия включается для заполнения контура водородом. Когда это выполнено, можно начинать нагрев. Уменьшите охлаждение через RHRS и включите все четыре насоса охлаждения реактора. Снова, если у вас современное оборудование – автоматические системы обеспечат совместное изменение температуры и давления при разогреве, но, возможно, потребуются проверка процесса, так что не спешите. Когда давление возрастет, изолируйте RHRS и выключите сброс пара. Через день или два вы достигнете состояния NOP/NOT и можете задуматься о достижении критического режима. Если выключение реактора было плановым, то все работы с турбиной были закончены, и она только ждала пара.

## 21.11. ФИЗИЧЕСКИЕ ИСПЫТАНИЯ

Можете подумать, что все, что вы уже сделали, выполнено в соответствии с обычными операциями запуска реактора, как это было описано в предыдущих главах. Это не так. Ваш новый реактор является совсем другим зверем по сравнению с тем, который вы выключили несколько недель назад. Он намного реактивнее, и его МТС менее отрицателен (из-за большого содержания бора). Даже стержни управления будут иметь другую эффективность влияния на реактивность со свежим топливом. Что вам следует делать – так это рассматривать этот реактор как принимаемый в эксплуатацию на новом предприятии. Мы это называем *физические испытания*.

Физические испытания начинаются с введения реактора в критический режим, но, прежде чем выполнить это путем выдвижения стержней управления, следует сделать это путем медленного разведения раствора бора. Удивительно, что это выполняется при всех стержнях управления, выдвинутых полностью, но это нормально, так как концентрация бора очень велика (в нашем случае при замене топлива 2500 ppm). На самом деле стержни управления полностью выдвинуты после проверки их быстрого падения при нажатии кнопки выключения реактора, это другой вид испытаний, выполняемых на выключенном реакторе и с большим количеством бора.

Разведение охлаждающей воды до критического режима реактора является более медленным процессом, чем вытаскивание стержней, и, пожалуй, требующим больше осторожности путем приближения к критическому режиму. Вы можете предсказать критическую концентрацию бора, но это будет основано на компьютерном моделировании, а не на простом изменении при условии последнего критического режима.

Когда достигнут критический режим, можно при малой мощности измерить такие характеристики ядра, как изменения реактивности от перемещения стержней управления и МТС. При увеличении мощности выполняется измерение распределения мощности в реакторе. Всего через несколько

дней ваши физики будут способны подтвердить, что ядро ведет себя так, как и было предсказано, и вы можете вернуться к нормальной работе.

## 21.12. В будущем

Не потребуется много времени, чтобы вернуться к полной стационарной мощности. Множество ваших контрагентов могут разойтись по домам, и ситуация будет вполне тихой. Но надлежит держать глаза открытыми, чтобы отследить, если что-то пойдет не так после обслуживания реактора и его придется выключить вновь. Общепринятой мерой успешного отключения реактора является его стабильная работа в течение 100 дней. Не верьте этому! 500 дней работы после отключения, вплоть до следующего планового отключения – вот это хорошо.

Вам бы сейчас лучше заняться планированием этого.



# 22

## Есть и другие конструкции реакторов

Эта книга о водо-водяных реакторах (PWR). Они используются для выработки энергии более двух третей из 450 атомных электростанций в мире, и еще больше находится в стадии проектирования. Но PWR не единственная конструкция реактора. Итак, в этой главе я собираюсь кратко показать другие варианты...

### 22.1. Немного истории

В начале этой книги я писал о *Чикаго Пайл 1* (Chicago Pile 1 – CP-1). Ясно, что CP-1 не был частью электростанции, но он продемонстрировал возможность использования рукотворной цепной реакции распада урана в качестве топлива. Я уверен, что ученые и военные, включенные в этот проект, осознавали, что в будущем ядерный реактор станет компактным, долговременным источником энергии, но это не было включено в их проект. Они пытались создать атомную бомбу.

Ученые, работавшие над американской программой создания атомной бомбы (Манхэттенский проект), видели два пути ее выполнения. Во-первых, речь шла об обогащении природного урана, содержащего 0,7 % U-235, до концентрации свыше 80 %. Во-вторых, можно было бы использовать реактор на природном уране для получения плутония-239, который затем химически отделялся от урана, без использования технологии обогащения.

Они успешно воспользовались обеими технологиями. В Хиросиме была сброшена бомба с U-235 («Малыш»), а в Нагасаки – с Pu-239 («Толстяк»). Я не собираюсь рассуждать о ядерном оружии или его развитии где-нибудь в этой книге, уже есть множество книг на эту тему. Я хочу рассказать, что произошло потом...

Я называл Манхэттенский проект «американским», но ученые из Соединенного Королевства и Канады были в него глубоко вовлечены, как и те, кто покинул оккупированную Европу. Соединенное Королевство и Канада, возможно, ожидали, что Манхэттенский проект будет продолжен после окон-

чания войны, но были разочарованы. Американцы ввели законодательный акт в 1946 г. (закон Макмагона), который исключил их бывших союзников из ядерных программ и запретил доступ к дальнейшим ядерным технологиям. Это объясняет различие путей, которыми двигались в дальнейшем США, Соединенное Королевство и Канада в развитии своих собственных ядерных технологий.

Америка строила обогатительные заводы и была способна разрабатывать реакторы с использованием обогащенного урана в качестве топлива. Обогащенный уран позволяет конструкторам преодолеть потерю нейтронов из-за захвата атомами водорода в обычной (легкой) воде. Америка продолжала разрабатывать реакторы на глубоко обогащенном уране и легкой воде, такие как PWR и подобные ему BWR (см. далее).

С другой стороны, Канада не имела обогатительных заводов, так что пошла по пути строительства реакторов на природном (необогащенном) уране. Это не может быть сделано при использовании легкой воды, но возможно при применении тяжелой воды. Тяжелая вода – это вода, в которой водород заменен дейтерием. Дейтерий является формой водорода, в атомах которого имеется один дополнительный нейтрон, так что они менее вероятно способны захватить еще нейтроны. Получилось так, что Канада внесла значительный вклад в Манхэттенский проект в части конструирования и работы заводов по производству тяжелой воды с использованием электролитического метода. С учетом этого фактора для Канады было естественно сосредоточиться на реакторах с естественным ураном и тяжелой водой в качестве замедлителя – *канадских дейтериево-урановых реакторов* (Canadian Deuterium/Uranium – CANDU).

Соединенное Королевство завершило войну без заводов по обогащению урана и производству тяжелой воды. По этой причине было ясно, что Соединенное Королевство на первых порах вынуждено было использовать в качестве замедлителя вещество с низким захватом нейтронов, а для охлаждения вместо воды применять воздух или газ. Это привело к разработке реакторов на природном уране и с графитом в качестве замедлителя. Ранние реакторы в Соединенном Королевстве (например, Уиндскейл Пайл, глава 17) имели воздушное охлаждение и не производили электроэнергии. Их единственной целью было производство оружейного плутония. В последующем в реакторах, генерирующих электроэнергию, для охлаждения использовался углекислый газ.  $\text{CO}_2$  не дорог, относительно инертен и захватывает намного меньше нейтронов чем, скажем, азот. Так было до конца 1980-х гг., когда в Соединенном Королевстве было принято решение в дальнейшем двигаться к намного более распространенным реакторам на легкой воде (PWR) и сконструирована станция *Сайзевелл Б* (Sizewell B).

Конструкции каждого из этих реакторов будут вкратце описаны ниже. Это должно дать для начала достаточно знаний, если вы захотите исследовать их в деталях. Описание ряда этих реакторов, упомянутых ниже, заимствовано из документа *Информационная система о ядерных энергетических реакторах* (середина 2019 г.) (Power Reactor Information System), подготовленного *Международным агентством по атомной энергии* (International Atomic Energy Agency), и не включает реакторы, которые в настоящее время постоянно заглохнуты.

## 22.2. Водно-водяные реакторы (PWR)

Я не собираюсь описывать PWR во всех деталях, так как они были основным объектом этой книги. Первые PWR были сконструированы для использования в электростанциях на американских подводных лодках. Атомные подводные лодки имеют ряд преимуществ по сравнению с обычными (дизель-электрическими) лодками. Они включают возможность погружаться в воду и скрываться в течение дней и недель и переходить на большие расстояния без перезарядки. Применение PWR на подводных лодках позволяет доставить на большие дистанции носители ядерного оружия в соответствии с американской программой атомного вооружения. Маленькие PWR затем были использованы в качестве источников энергии на большом числе подводных лодок, авианосцев и ледоколов.

В конце 1950-х гг. было принято решение об использовании этих реакторов для наземных электростанций. Это была атомная электростанция в Шиппингпорт, США, способная генерировать 60 МВт, начиная с 1957 г. Сравните это с типичными современными PWR, способными генерировать 1200–1700 МВт.

Следом за Шиппингпортской электростанцией множество PWR было построено в США, а затем и в других странах, включая Францию, Китай, Японию, Россию, и в Восточной Европе. Сегодня работает около 300 коммерческих PWR и еще около 40 реакторов других конструкций. Сюда не были включены реакторы на сотнях подводных лодках и кораблях, где применяются PWR с 1950 г. PWR с лихвой является самым общеиспользуемым реактором в мире.

## 22.3. Ядерные реакторы на кипящей воде

Я думаю, что *ядерные реакторы на кипящей воде* (Boiling Water Reactor – BWR) являются неким видом усеченного реактора PWR. Вместо отдельных первичного и вторичного контуров в BWR воде позволено кипеть в зоне ядра, и этот пар поступает прямо к паровой турбине. На рис. 22.1 показан эскиз типичного BWR.

Вы видите, что в BWR нет парогенератора и его трубопроводов, взамен этого оборудование для осушения пара расположено прямо в верхней части ядра. Это означает, что стержни управления невозможно разместить над ядром, как это сделано в PWR, и взамен этого они вводятся снизу. Вместо того чтобы использовать гравитацию для быстрого выключения, в BWR стержни управления вводятся в ядро с использованием быстродействующих пневматических и гидравлических систем. В BWR топливо подобно топливу в PWR – оксид урана в оболочках из циркалия.

BWR удивительно просты в управлении. Паровой коэффициент реактивности (глава 9) используется непосредственно для прямого управления мощностью. Если вы хотите получить больше мощности, нужно подать больше воды в корпус реактора, подавив кипение внутри ядра. Если нужно уменьшить мощность – уменьшите циркуляцию, позволив кипению снизить реактивность и, следовательно, мощность. Для содействия циркуляции во многих

BWR используются внешние циркуляционные насосы, а также насосы для питающей воды.

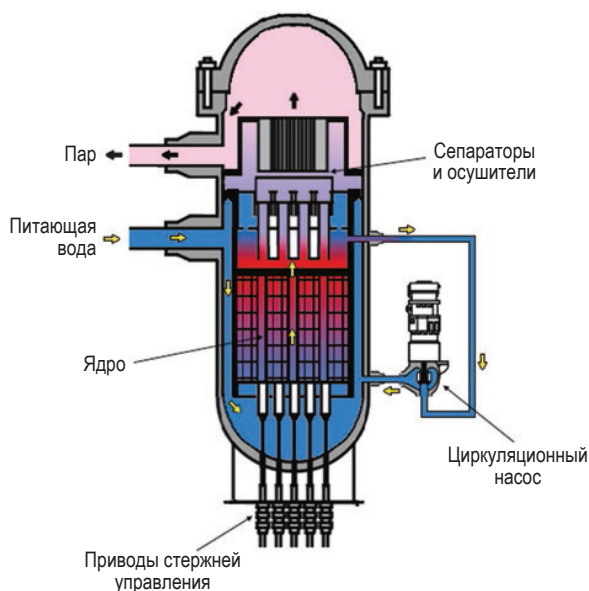


Рис. 22.1 ❖ Ядерный реактор на кипящей воде (BWR)

BWR имеют тенденцию к меньшей цене конструкции, чем PWR, так как не имеют парогенератора и отдельных насосов первичного и вторичного контуров. Однако следует помнить, что одной из опасностей в первичном контуре является порождение азота-16, когда вода проходит через ядро. В PWR вода из первичного контура остается в здании реактора. В BWR эта вода в форме пара покидает здание реактора для подачи на турбину. Турбина в BWR должна иметь сильную защиту от гамма-излучения, и возможности ее обслуживания в режиме онлайн сильно ограничены.

70 BWR используется в настоящее время (в основном в США и Японии), и еще несколько в строительстве. Реакторы 1–4 в Фукусиме Дайичи были образцами BWR, хотя и со спорными мерами безопасности по сравнению с большинством современных конструкций.

## 22.4. РЕАКТОРЫ CANDU

Тяжелая вода является эффективным замедлителем для нейтронов, так как захватывает их намного меньше, чем легкая вода. В реакторе с тяжелой водой для охлаждения и замедления нейтронов и природным (необогащенным) ураном в качестве топлива после нескольких лет экспериментов был разработан подход, реализованный канадцами при строительстве их первого ядерного реактора в 1962 г.

CANDU является реактором с трубами высокого давления и топливными стержнями, расположенными горизонтально в трубах. Трубы располагаются в баке с тяжелой водой (называемом иногда *каландрия* (Calandria)). Тяжелая вода прокачивается через трубы и поступает в парогенератор, не отличающийся от такового в PWR. Фактически первичный и вторичный контуры по температуре и давлению в CANDU очень близки таковым в PWR, и CANDU иногда называют *реакторы высокого давления на тяжелой воде* (Pressurised Heavy Water Reactors – PHWR). В большинстве ранних конструкций CANDU в качестве охладителя в первичном контуре применялась тяжелая вода. В последующих конструкциях в топливо добавлялось небольшое количество обогащенного урана или смесь из природного урана с плутонием, что позволяет использовать легкую воду в качестве охладителя в первичном контуре. Это ограничивает применение дорогой тяжелой воды только в качестве замедлителя в каландрии.

Интересно, что конструкция труб с топливом позволяет заменять топливо при работе реактора. Для этого используется машина для перегрузки топлива, подсоединяемая к обеим сторонам реактора для выталкивания топливных стержней из горизонтальных каналов. Пути протекания воды показаны на рис. 22.2. Она протекает против направления движения топлива в его трубах и даже против распределения радиоактивной и свежей воды.

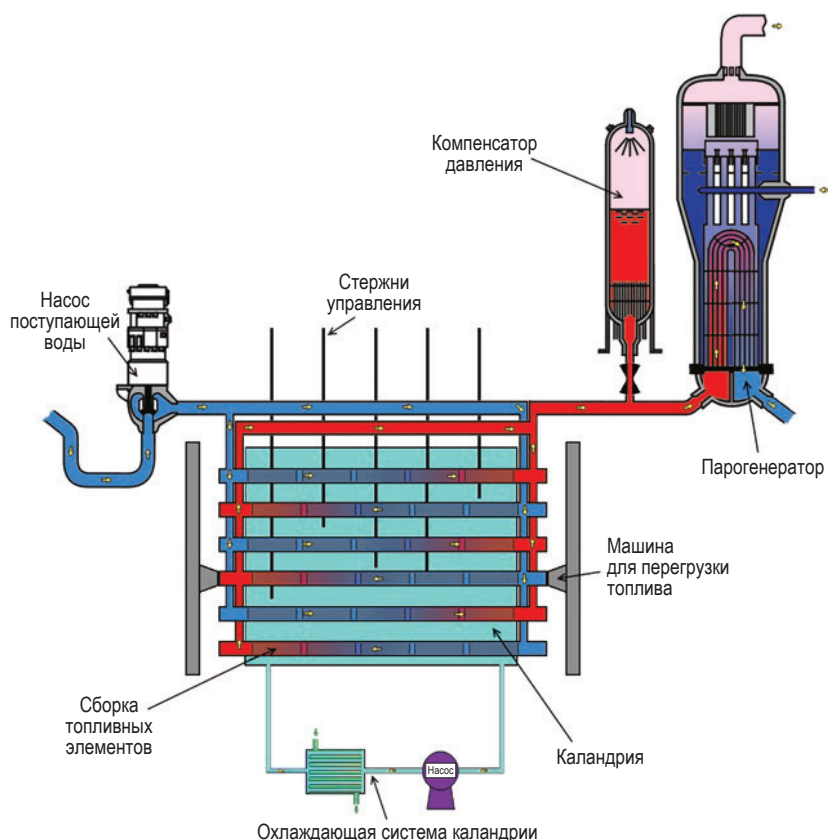


Рис. 22.2 ❖ Реактор CANDU

В мире реакторы CANDU доказали большую успешность их конструкции. В настоящее время работает 31 реактор CANDU, часть из них вне Канады. Кроме того, в Индии имеется 13 PHWR, которые были первоначально основаны на конструкции CANDU. В Соединенном Королевстве был построен экспериментальный реактор – *генератор пара в реакторе с тяжелой водой* (Steam Generating Heavy Water Reactor – SGHWR), но его эксплуатация была прекращена в 1990 г.

## 22.5. РЕАКТОРЫ MAGNOX

В Соединенном Королевстве первыми реакторами, производившими электроэнергию, были реакторы на природном уране с графитным замедлителем и использованием сжатого углекислого газа в качестве охладителя. Уран использовался в форме металла в оболочках из магния, в который были добавлены специальные антикоррозионные примеси. По этой причине реакторы этого типа получили название *реакторы с магневыми неокисляющимися оболочками* (Magnesium Non-Oxidising cladding – MAGNOX).

Всего в Соединенном Королевстве было построено 26 реакторов MAGNOX, включая первую атомную электростанцию в *Колдер Холл* (Calder Hall) (1956 г.). Первые электростанции в Колдер Холл и *Чапелкросс* (Chapelcross) вырабатывали очень мало энергии, так как их основное назначение было производство оружейного плутония. Все остальные реакторы имели гражданское назначение и не использовались для производства оружейного плутония.

На рис. 22.3 приведен эскиз реактора MAGNOX с корпусом высокого давления из стали. Последующие четыре реактора имели корпуса из бетона, похожие на корпуса усовершенствованных реакторов с газовым охлаждением (см. ниже). Уилфа (Wylfa) и Олдбери (Oldbury) были последними в Соединенном

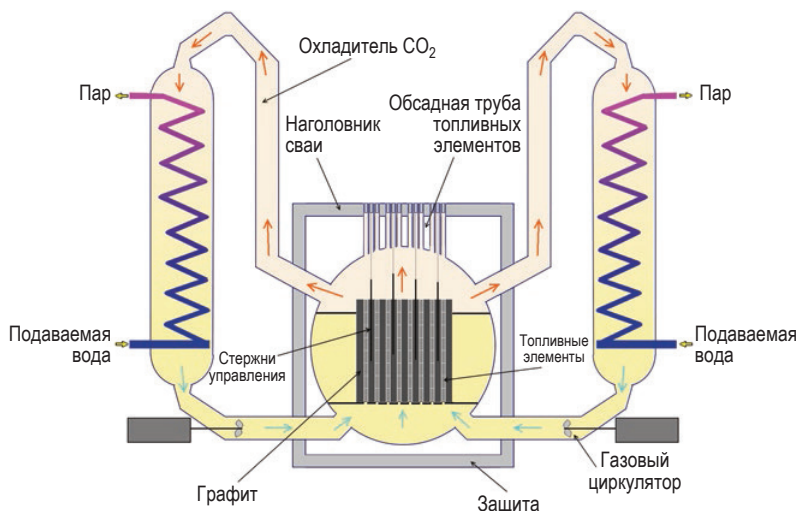


Рис. 22.3 ❖ Реактор MAGNOX



Королевстве реакторами типа MAGNOX и окончательно заглушены в 2015 г. Две экспортированные установки (в Италии и Японии) были закрыты намного раньше.

Реакторы MAGNOX были низкотемпературными, их обычная рабочая температура была около 360 °С. Это давало такую же тепловую эффективность, как и у PWR. Однако они были относительно большими реакторами и могли обеспечить только низкую степень использования топлива. Многие реакторы MAGNOX позволяли выполнять замену топлива без остановки реактора, что облегчало процесс их перезаправки и увеличивало скорость перезагрузки.

Другие страны, включая Францию и Испанию, использовали в прошлом маленькие реакторы типа MAGNOX. Считается, что один MAGNOX мощностью 5 МВт еще работал в 2019 г. в Йонбене, Северная Корея. Первоначально он применялся для выработки оружейного плутония.

## 22.6. Усовершенствованный реактор с газовым охлаждением (AGR)

В Соединенном Королевстве было решено построить на основе накопленного опыта реактор с графитовым замедлителем и газовым охлаждением (по принципу MAGNOX), но реконструировать его для работы при более высокой температуре. Это должно было повысить тепловую эффективность и приблизить свойства пара к тем, которые подобны пару в угольных электростанциях, и получить преимущества при разработке газовых турбин. В усовершенствованном реакторе с газовым охлаждением температура должна была быть около 600 °С, что требовало заменить топливные таблетки на подобные тем, что применяются в PWR. Аналогично оболочки из магния нужно было заменить на нержавеющую сталь. Это стало возможным, когда в Соединенном Королевстве появился доступ к передовым технологиям, позволяющим изготавливать оболочки из нержавеющей стали с очень сильным захватом нейтронов для применения в реакторах на природном уране.

На рис. 22.4 приведен эскиз реактора AGR.

Следуя опыту экспериментальной эксплуатации реактора AGR в Уиндскэйл, было сконструировано 14 реакторов для семи станций. Первые коммерческие AGR были *Хинкли Пойнт Б* (Hinkley Point B) и *Хантерстон Б* (Hunterston B) в 1976 г. Последними были *Торнесс* (Torness) и *Хейшем 2* (Heysham-2) в 1988 г. В 2019 г. все AGR находятся в работе, хотя некоторым из них осталось несколько лет до истечения срока службы. Как и парк MAGNOX, AGR были сконструированы с возможностью замены топлива без остановки реактора. Проблемы с оборудованием для перезагрузки топлива и самой конструкцией топливных сборок привели к тому, что лишь часть этих реакторов допускала это, а остальные требовали снижения мощности при перегрузке топлива.

Оба реактора, и MAGNOX, и AGR, страдали от внутренней нестабильности, отсутствующей в PWR и BWR. Это связано с положительным значением температурного коэффициента замедлителя. В обеих конструкциях графит



немного расширяется при увеличении температуры в реакторе, не так, как вода, и поэтому нет уменьшения замедления нейтронов и спада реактивности при нагреве реактора. Большинство AGR было в любом случае сконструировано с использованием большего количества замедлителя, чем им нужно («перезамедление»), чтобы скомпенсировать постепенную потерю графита из-за химических процессов за время жизни ядра. Так что вызывает положительный знак температурного коэффициента замедлителя?

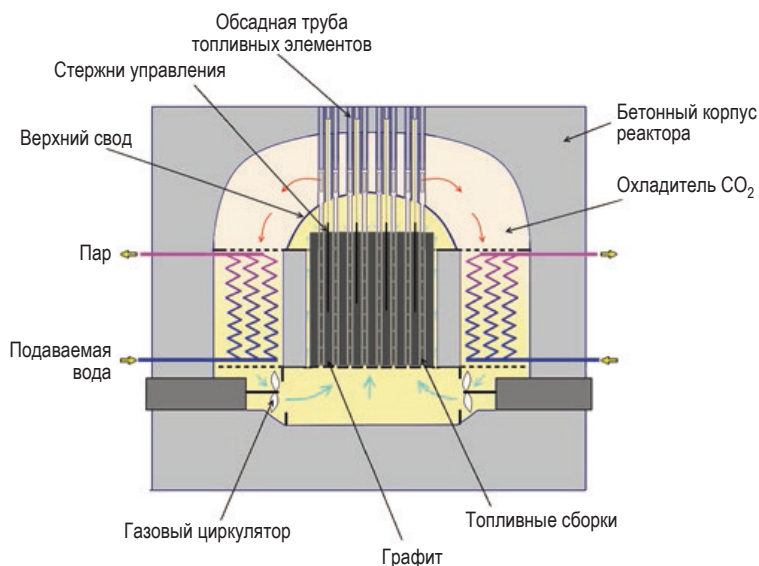


Рис. 22.4 ❖ Эскиз реактора AGR

Вы, возможно, помните резонансные пики захвата нейтронов в уране-238 (а если нет, вернитесь к главе 9). Наоборот, плутоний-239 имеет резонансные пики распада при энергиях, немного большие, чем типичная тепловая энергия нейтронов. Другими словами, если замедлитель из графита слегка нагревается в MAGNOX или AGR (придавая больше энергии нейтронам) с Pu-239, присутствующим в облученном топливе, скорость распада плутония растет, и растет мощность реактора. Чем больше мощность, тем выше температура графита, тем больше распадается плутония и т. д. Это эффект положительной обратной связи или внутренняя нестабильность в физике реакторов. Между прочим, в PWR такого эффекта вы не увидите, потому что он находится в состоянии с недостаточным замедлением нейтронов. Нейтроны уже имеют высокие энергии, так что этот эффект «заливается» эффектом снижения плотности воды при нагревании.

Как же управлять реактором при положительной обратной связи между температурой и энергией? Ответ кроется в комбинации между массой и временем. В реакторах MAGNOX и AGR содержатся сотни тонн графита только с небольшой площадью, подверженной воздействию горячего CO<sub>2</sub>. Требуется

время (порядка нескольких минут) для нагрева графита, так что есть для оператора или автоматики системы управления время для снижения реактивности стержнями управления. Даю идею: даже если реакторы обладают внутренней нестабильностью, множество реакторов MAGNOX работает весь свой срок службы с ручным управлением стержнями. Оператору достаточно слегка подталкивать их внутрь или наружу каждые несколько минут в ответ на изменение мощности реактора вверх или вниз. Это очень просто!

AGR были сконструированы так, чтобы уменьшить эффект положительного температурного коэффициента замедлителя. Это входящий поток холодного  $\text{CO}_2$ , показанный на рис. 22.4 маленькими голубыми стрелками, который направляется между топливом и графитом, чтобы поддержать температуру графита более однородной при изменении мощности. Несмотря на это, в отличие от PWR, в AGR требуется активное управление стержнями почти постоянно. В свои ранние годы AGR представлялись плохими из-за их низкой надежности и несколькими проблемами, связанными с эксплуатацией, в особенности с обращением с топливом. Поэтому в 1980 г. в Соединенном Королевстве было решено перейти на более распространенную технологию PWR. С той поры характеристики AGR были значительно улучшены.

## 22.7. РЕАКТОР РБМК

Чернобыльская атомная электростанция вмещала четыре реактора – *реактор большой мощности канального типа* (РБМК). Слегка напоминая MAGNOX или AGR, реакторы РБМК были с графитовым замедлителем и топливом низкого обогащения (~2 % U-235). Однако топливо в РБМК размещалось в опрессованных трубах внутри графита. В отличие от MAGNOX или AGR в качестве охладителя использовалась легкая вода. Охлаждающая вода кипела в каналах (как в BWR) и в виде пара направлялась на турбину (рис. 22.5). И кое-что еще...

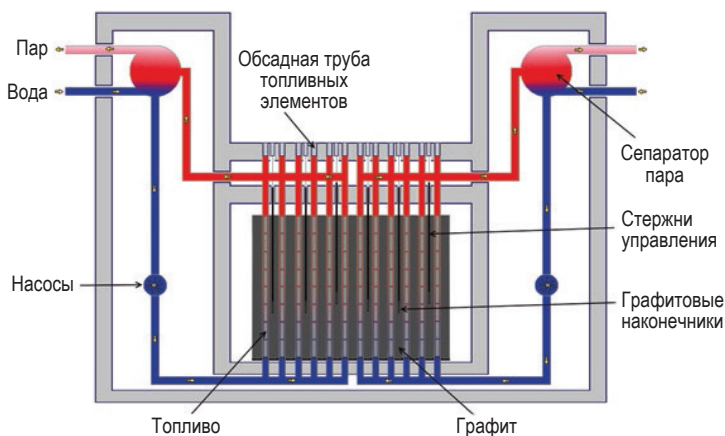


Рис. 22.5 ❖ Реактор РБМК

РВМК явно имел ряд преимуществ перед другими конструкциями реакторов. В них использовалась чистая вода в качестве хладагента и только уран с малым обогащением. Трубки было сравнительно просто сделать и заменить, так что дополнительная оковка корпуса высокого давления не требовалась. Графит – недорогой замедлитель, и доказано, что можно увеличивать мощность реактора РВМК добавлением дополнительных каналов. Самые большие РВМК производили 4800 МВт тепла, преобразуя примерно 1500 МВт в электроэнергию. Какое-то время это были самые мощные реакторы в мире.

В намного меньшем масштабе первый российский ядерный реактор, производящий электричество в 5 МВт, был реактором в Обнинске и запущен в 1954 г. Это было на два года раньше, чем реактор в Колдер Холл, но держалось в секрете Советским Союзом, так что Британия долгое время считала себя первой!

К сожалению, комбинация водяного охладителя и графитного замедлителя оказалась внутренне нестабильной. Я говорил, что, когда посещал работающий РВМК, операторы в главном пульте управления казались очень занятыми, постоянно подстраивая стержни управления и насосы, только чтобы удержать параметры реактора в заданных пределах. Эта нестабильность в итоге и привела к катастрофе в Чернобыле (см. главу 9).

В Советском Союзе было построено 17 реакторов РВМК, включая два в Литве и четыре на Украине. Из них еще 10 работали в 2019 г., все в России. Все они подверглись доработкам многочисленных систем безопасности, включая отравление топлива эрбием (для уменьшения положительной реактивности из-за парового коэффициента) и улучшения конструкции управляющих стержней.

Вне Советского Союза единственными подобными реакторами, с которыми я познакомился, были *Хэнфорд Пайлс* (Hanford Piles) в Америке. Здесь реакторы использовали природный уран, имели водяное охлаждение и графитовый замедлитель, но и низкую рабочую температуру, потому что предназначались для производства скорее плутония, чем электричества.

На этом месте я не хочу вводить схемы и чертежи, потому что очень много различных конструкций пришлось бы описывать.

## 22.8. РЕАКТОР НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

Использование замедлителя не является единственным путем запустить реактор. Если вы разместите достаточно обогащенный уран или плутоний близко друг к другу, вы достигнете критического режима на одних только быстрых нейтронах. Это основа работы реактора на быстрых нейтронах. Отметим, что «быстрые» в данном случае не означает нестабильные. Реакторы на быстрых нейтронах зависят от времени задержки нейтронов до достижения критического режима так же, как и в реакторах с тепловыми нейтронами. Они имеют сильный отрицательный температурный коэффициент топлива и могут быть сконструированы так, что этого расширения топлива

с температурой будет достаточно, чтобы изменить геометрию и создать отрицательную обратную связь по реактивности.

Обычно в реакторах на быстрых нейтронах используется топливо с обогащением ~20 %. Ядра реакторов маленькие и могут иметь намного более высокую плотность мощности, чем PWR. Большинство реакторов на быстрых нейтронах сконструированы для применения в качестве хладагента жидкого металла. В некоторых случаях используется свинец, но чаще применяется натрий или смесь натрия и калия. У жидких металлов очень высокая теплопроводность, и все три варианта имеют достаточно низкую температуру плавления, чтобы использоваться в реакторах. Ни один из них не захватывает значительного числа нейтронов, хотя натрий немного захватывает, превращаясь в высокорadioактивный натрий-24 в хладагенте. Реально хорошо, что жидкие металлы в качестве хладагентов не требуют высокого давления в первичном контуре и выполнения соответствующих требований по его конструированию. Реакторы могут работать при практически атмосферном давлении, обычно с инертным газом над поверхностью хладагента при небольшом давлении.

Сложность реакторов на быстрых нейтронах растет, если вы вводите в систему парогенератор. Хладагент из натрия или калия (но не свинца) взрывоопасен при контакте с водой, так что существует значительный риск разделять их в парогенераторе одностенными трубами. Более употребимо использование двухслойных труб с инертным газом (например, аргон) в зазоре между трубами. Конструкция при этом усложняется, передача тепла ухудшается, и еще остается риск утечек.

Вы можете задаться вопросом, тогда зачем это? В течение многих лет ответ был «поставка топлива». Реакторы на быстрых нейтронах создают очень сильный поток нейтронов. Если накрыть его ядро покрывалом из урана-238, вы найдете, что можете выработать больше плутония, чем при использовании только ядра. В теории наши существующие запасы урана для выработки электроэнергии могут растянуться на десятки тысяч лет, если они будут использованы в реакторах для воспроизводства ядерного топлива. Это причина, по которой за реакторами на быстрых нейтронах гонятся с энтузиазмом в некоторых странах в течение многих лет.

Два реактора на быстрых нейтронах с металлическим хладагентом было построено в Доунри (Dounreay), Шотландия, оба они сейчас заглушены. Во Франции было построено три таких реактора, сейчас они все заглушены. В США восемь реакторов на быстрых нейтронах, включая один с тепловой мощностью 400 МВт в Хэнфорде (Hanford), работали раньше. В Японии один такой реактор в Мондзю (Mondju) завершает карьеру перед окончательным закрытием.

Это не полностью негативная картина: зато в России и Индии действуют программы по реакторам на быстрых нейтронах с жидким металлическим хладагентом, включая оба применения – на подводных лодках (в России) и для производства электроэнергии (обе страны). Китай также начинает открывать такие реакторы, включая большой (600 МВт электрической мощности) с натриевым охлаждением в Сяпу (Xiapu).

## 22.9. Торий

В Индии стремление к реакторам на быстрых нейтронах было заморожено их планами использования богатых запасов тория в качестве реакторного топлива. Природный торий-232 может быть преобразован в уран-233 путем использования тория как покрывного материала, как и урана-238 в реакторах для получения плутония. Таким образом, торий-232 может захватывать нейтроны и превращаться в торий-233. А торий-233 распадается до урана-233.

На применение тория в качестве альтернативного реакторного топлива оказывается сильное давление. Обычно это исходит от людей, которые не понимают, что вы можете гулять вокруг территории предприятия (или даже через нее) при работающем реакторе до того, как начинается его использование по назначению. Затем требуется переработать топливо для отделения тория от высокорadioактивных продуктов распада, возникающих в покрывном материале (некоторые, как уран-233, будут распадаться). Для этого требуются большие перерабатывающие заводы.

Другим аргументом энтузиастов использования тория является невозможность его использования в качестве компонентов ядерного оружия. Как принято считать, разработка на его основе ядерного оружия не так легка, как из урановых реакторов, так как торий не производит плутоний и U-233 часто загрязнен U-232... но это можно сделать. Америка, Россия и Индия верят, что каждая из них получит взрывающиеся устройства, содержащие хотя бы частично U-233, полученный из тория.

## 22.10. РЕАКТОРЫ НА БУМАГЕ

Существует множество проектов реакторов, расположенных на чертежных досках и компьютерах, которые, возможно, будут построены. Некоторые из них требуют сложного конструирования с использованием материалов, которые еще не разработаны. Или, возможно, вопрос просто в деньгах – вы сможете построить ваш проект, только когда ваша компания или страна даст возможность это сделать, когда она будет иметь такую возможность; все, что в этом случае можно сделать, – это не забыть разработку во время ожидания.

Это не значит, что у альтернатив нет энтузиастов! Мой единственный совет по этому вопросу – продолжать исследования, которые, как вы чувствуете, будут очень успешными. Иногда энтузиасты не являются ядерными физиками и заявляют о своем реакторе то, что не может быть правдой. В настоящее время существуют две группы энтузиастов альтернативных реакторов, активно обращающихся к вашему вниманию: энтузиасты *маленьких модульных реакторов* (Small Modular Reactor) и *реакторов с расплавленной солью* в качестве хладагента (Molten Salt Reactor).

Маленькие модульные реакторы (SMR) являются попыткой преодолеть один из главных вызовов в конструировании современных ядерных электростанций: цену. Полномасштабная (скажем, 1600 МВт) атомная электростан-

ция может стоить 10 млрд фунтов стерлингов, и вы ничего не получите назад от ваших инвестиций, пока строительство не будет закончено и станция включена. Что, если вы сможете сделать маленькую (модульную) станцию? Будет ли эта работа выполнена быстрее и дешевле? Может быть. Или выяснится, что все другие затраты, связанные с запуском станции в эксплуатацию – лицензирование, обслуживание, обеспечение безопасности и т. д., – приведут к тому, что значительной разницы в кВт/ч, по сравнению с базой, не будет. Несколько стран рассматривают SMR как вариант: отметим Китай и Аргентину. Канада, США и Соединенное Королевство могут быть за ними, но гарантий нет.

Конструкция реакторов с расплавленной солью основана на экспериментах (в основном успешных) в 1950–1960 гг. Исследовались два типа. В менее радикальной конструкции использовалось твердое топливо и расплавленная «соль» в виде хладагента. «Соль» в этом контексте использовалась в химическом смысле, т. е. соединение из ионов, таких как фтористый литий, фтористый бериллий и т. д. Солевой хладагент часто планировался как смесь различных солей для снижения температуры плавления. В теории такой реактор мог бы работать при более высокой температуре, чем PWR, и мог бы обеспечить большую тепловую эффективность. Однако химия оказалась сильнее.

Альтернативный, более радикальный подход предусматривал конструкцию реактора с расплавленным топливом, циркулирующим вокруг хладагента первичного контура. В этой конструкции критический режим избегался (исключая случаи, когда вы его хотели) за счет геометрии и/или недостатка замедлителя, материал которого располагался где-то снаружи корпуса реактора.

Энтузиасты реакторов с расплавленными солями – особенно второго вида – говорили вам о том, что реактор не может расплавиться, потому что он уже жидкий... Это чистый вздор. Остаточное тепло не может уйти наружу просто потому, что используется жидкое топливо. Если вы прекратите отвод тепла, расплавленное топливо станет становиться все горячее и горячее, пока не создаст прогар или расплавит контейнер в нем!

Более важно, что реактор с расплавленным топливом требует отсасывания всего объема высокорadioактивных продуктов распада из первичного контура. В PWR утечка одного топливного элемента (а их около 50 000) может быть зарегистрирована как увеличение дозы облучения операторов при последующем отключении реактора для перезагрузки топлива (см. следующую главу). Что произойдет, если все продукты распада растворятся в хладагенте?!

Энтузиасты будут предлагать, чтобы хладагент мог быть очищен с устранением продуктов распада, но в них входит множество элементов, так что в расплавленной соли будет огромное число их соединений. Я не видел технологий, которые бы могли сделать это, и горячий жидкий хладагент будет настолько радиоактивен, что завод по его переработке сам станет кошмарным. Лично я буду удивлен, если успешный полномасштабный реактор с жидким топливом сможет на практике заработать или быть обслуженным, но в Китае делают попытки построить оба солевых реактора – с твердым и жидким топливом, так что я могу оказаться неправым!

## 22.11. И ПОБЕДИТЕЛЕМ СТАНОВИТСЯ...

Итак, что страны реально строят сейчас, в 2019 г.? Около 50 ядерных реакторов в процессе строительства. За небольшим исключением, это все большие PWR, BWR и PHWR. Но примите во внимание, что это статическое состояние. Ситуация может разительно измениться в ближайшие годы.

## 22.12. НЕ ПРИНИМАЙТЕ МОИ СЛОВА НА ВЕРУ...

Хорошо, в этом месте я предложу вам то, на чем предпочитаю основываться. Я начал с реактора MAGNOX, шагнул в сторону AGR и двинулся к большому PWR, где проработал последние 25 лет. Я смог понять, почему страны выбирают для строительства большие PWR, BWR, CANDU (или подобные). Я интересовался, почему охлаждаемые свинцом реакторы на быстрых нейтронах и тории переживают циклы разработки. В какой-то момент я не смог увидеть нужды что в SMR, что в реакторах с расплавленной солью. Но это только моя точка зрения.

Каждый в ядерной промышленности имеет свои собственные предпочтения. Посмотрите на очевидность, изучите различные точки зрения, выберите требования, которые кажутся вам правильными, думайте о реалиях (т. е. о дозе радиации) при обслуживании и перезагрузке топлива. И тогда принимайте свое собственное решение.



# 23

## Как построить собственный реактор

Не делайте этого!

Нет, правда. И даже не думайте об этом.

Если вы делаете это, то рискуете собственным здоровьем и здоровьем своих соседей.

У вас есть идея...? Вы уверены?

Хорошо, но что вас встретит на пути строительства маленького реактора?

### 23.1. Во-первых, топливо

Вы можете собираться строить свой работающий реактор, только если смогли найти материал, способный к радиоактивному распаду. Практически это должны быть уран или плутоний. Есть еще несколько более экзотических материалов, но они существуют в лабораториях в количествах, слишком малых для применения в качестве реакторного топлива. Вы можете подумать о тории, но, как мы уже видели, его можно получить, только уже имея работающий реактор.

### 23.2. Плутоний

Где вы можете найти нужное количество плутония?

Это удивительно, но в мире много плутония. Это потому что в течение многих десятилетий работало множество реакторов с урановым топливом, и, как вы уже видели, уран-238 в реакторе превращается в плутоний-239.

Исключая несколько экспериментальных исследовательских маленьких примеров, большую часть плутония можно найти в следующих местах:

- в отработанном реакторном топливе внутри или вне реактора, где продукты распада вокруг плутония создают смертельную радиоактивность;

- в хранилищах переработанного топлива. Хранилище Селлафилд, например, содержит около 140 т плутония, накопленного за время переработки. Страны (но не частные лица) обеспечивают работу этих заводов, и я полагаю, что эти территории находятся под хорошей охраной;
- в военной технике, как в ядерных боезарядах, так и в реакторах подводных лодок и других судов. Ключевое слова здесь «военная», и опять, находящаяся под сильной охраной.

Говоря объективно, получить достаточно плутония для постройки реактора (несколько тонн) невозможно для частного лица.

## 23.3. Обогащенный уран

В идеале, если бы вы искали источник обогащенного урана для своего маленького реактора, вам бы потребовалось меньше топлива. Чем больше обогащен уран, тем значительнее выигрыш. Но *высокообогащенный уран* (Highly Enriched Uranium – HEU), содержащий 80–90 % U-235, является эффективным военным материалом и охраняется так же, как плутоний. Вы не найдете его. Уран среднего обогащения довольно редок и используется только в специальных реакторах, так что можете закрыть свой список.

С другой стороны, *уран низкого обогащения* (Low Enriched Uranium – LEU), скажем с 5 % U-235, является обычным топливом для большинства конструкций реакторов, включая PWR, BWR и AGR. Это означает, что в мире много производителей такого урана, так, может, попытаться купить немного LEU?

Пожалуй, нет.

## 23.4. ДОГОВОР О НЕРАСПРОСТРАНЕНИИ ЯДЕРНОГО ОРУЖИЯ

Время вернуться к истории. Как вы знаете, первые ядерные реакторы были разработаны для производства оружейного плутония. С начала развития технологий этих реакторов как военных и для создания заводов по обогащению урана это было под контролем США. Благодаря шпионажу и собственным разработкам российских ученых это полностью изменилось с момента, когда СССР взорвал первую атомную бомбу в 1949 г. В течение следующих нескольких десятилетий существовало нарастающее беспокойство относительно тотальной атомной войны между США и СССР. В это время Соединенное Королевство взорвало свою атомную бомбу в 1952 г., Франция – в 1960 г. и Китай – в 1964 г.

Преодолев множество политических и переговорных проблем, международный *Договор о нераспространении ядерного оружия* (Treaty on the Non-Proliferation of Nuclear Weapons – NPT) был открыт для подписания в 1968 г. Договор имел три цели.

1. Нераспространение: страны, имеющие ядерное оружие, обещают не передавать его технологии тем, кто его не имеет. Страны, не имеющие ядерного оружия, обещают не пытаться его разрабатывать или приобретать, а также принимают инспекции «гарантий» (Safeguards) от Международного агентства по атомной энергии (IAEA) для подтверждения того, что они соблюдают договор. Подписание означает, что страны с ядерным оружием также добровольно принимают инспекции IAEA или демонстрируют эквивалентные системы безопасности, удовлетворяющие требованиям IAEA.
2. Разоружение: страны, обладающие ядерным оружием, обязуются вести переговоры о сокращении или устранении их ядерных арсеналов. (Я признаю, что это не выглядит очень успешным, хотя некоторое сокращение было сделано.)
3. Мирное использование ядерных технологий: все страны имеют право разрабатывать программы по ядерной энергетике с учетом их обязательств по договору NPT и кооперироваться с другими подписантами в выполнении этих работ.

Четыре страны не подписали NPT: Индия, Израиль, Пакистан и Южный Судан. Северная Корея подписала, а затем вышла из договора. Однако большинство стран подписало и строго следует условиям NPT. Некоторые страны нашли прорехи в NPT, создающие риски обойти его в части, касающейся применения ядерных технологий и топлива.

Что это означает на практике – так это то, что в многих странах, компаниях и организациях под управлением государства, которые производят LEU, имеется возможность легально продавать его другим компаниям и организациям, имеющим инспекционные отношения согласно NPT.

Конечно, если вы крупная компания, разрабатывающая или строящая ядерные реакторы, вы уже потратили миллионы фунтов для удовлетворения требований ядерного законодательства по обеспечению безопасности в вашей стране. Вступление в режим гарантийных инспекций будет для вас совершенно прямым путем. Однако как частное лицо, желающее построить собственный ядерный реактор, вы не будете способны сделать это, так что лазейку вы не найдете. Ни одна компания, занимающаяся обогащением, не рискнет своим инспекционным статусом продавать что-либо в обход договора.

## 23.5. Природный уран

Это последняя возможность: найти где-то место, где имеется природный уран в земле, и выкопать его.

Уран удивительно широко распространен – в коре Земли его примерно в 40 раз больше, чем серебра. Однако обычно он существует в очень низкой концентрации, всего несколько частей на миллион, что делает его извлечение непрактичным. Конечно, как и со многими другими минералами, встречаются места, где он более концентрирован, и можно добывать минералы, такие как урановая смолка или уранит, содержащие несколько процентов окиси урана.

Неудивительно, что страны с большими запасами минералов, содержащих уран, являются теми, которые его добывают и экспортируют куда-нибудь еще. Самые большие экспортеры – Казахстан, Канада и Австралия – более чем с 50 000 т добычи в год. Есть и еще добывающие страны, но с меньшими объемами поставок.

Снова каждая из этих стран и рудодобывающих компаний должны (в теории) продавать уран только подписантам NPT. Однако предположим, что вы счастливый землевладелец и имеете прямой доступ к рудному месторождению вместе с возможностью переплавить руду в приемлемо чистый металл. Сколько вам надо? Вернемся к описанию Чикого Пайл 1 в главе 4. В этом реакторе использовалось 50 т урана. Если у вас хорошее содержание урана в руде (1 %), это означает, что надо добыть и переработать 5000 т руды. И какая для этого понадобится тачка?

Даже если вы организовали сбор такого количества природного урана, что вы будете делать с замедлителем? Вы не сможете использовать обычную (легкую) воду как замедлитель с природным урановым топливом, потому что она захватывает слишком много нейтронов – реакторы с замедлителем из легкой воды будут работать только с обогащенным ураном или плутонием. Теоретически вы бы могли применить тяжелую воду как альтернативный замедлитель для природного урана, но она очень дорогая, примерно в десять раз дороже хорошего виски, а вам нужны ее тонны. Ах, тяжелая вода, как уран и плутоний, является объектом регулирования по тому же договору NPT, так что вам предстоит трудности с поиском поставщика.

Я полагаю, что вы, вероятно, склонились к применению графита в качестве замедлителя. Главная проблема состоит в том, что реакторы с природным ураном и графитом-замедлителем должны быть большими. Если они меньше, то слишком большие утечки нейтронов через боковые стороны реактора не позволят вам достичь критического режима. Например, реактор CP-1 был изготовлен из 360 т графитовых блоков. Где вы собираетесь добыть так много высокочистого графита?

## 23.6. Этого никогда не будет

Вы, возможно уже увидели, что, если вы частное лицо, практически нет путей для строительства собственного реактора. Даже если у вас много денег и человеческих ресурсов, вы столкнетесь с ограничениями на поставку топлива, замедлителя и прочих компонентов технологий. Вы просто не сможете купить то, что надо.

Следует отметить, что к чести большинства стран строительство частного реактора было бы противозаконным. В Соединенном Королевстве, например, законодательство требует выдачи лицензии на промплощадку для ядерной установки для любых стационарных реакторов (ясно, исключая реакторы на подводных лодках!). Лицензия на промплощадку для ядерной установки не может (по закону!) быть выдана частному лицу – только компании, и только при демонстрации соответствия условиям лицензии на эксплуатацию (см. главу 17). Вы не в этой категории.

## 23.7. А кто-нибудь пытался?

Дэвид Хан (David Hahn), американский идеалист, убеждал компанию по производству детекторов табачного дыма поставить ему 100 детекторов для школьного проекта. Получив их со скидкой, он их демонтировал для извлечения источников радиации. Большинство детекторов дыма содержит маленькое количество (менее микрограмма) амереция-241. Это долгоживущий изотоп, излучающий альфа-частицы и гамма-лучи. Внутри детектора дыма альфа-частицы пролетают короткое расстояние через воздух, прежде чем достичь детектора. Если воздух содержит дым, меньшее число альфа-частиц достигнет детектора, и уменьшение сигнала вызовет звуковой сигнал задымления. Кроме детекторов дыма, амереций используется просто как источник альфа-частиц.

Дэвид Хан увеличил свои запасы материалов, излучающих альфа-частицы, выскребая радий из старых часов, которые покупал в антикварных магазинах. Его альфа-частицы не могли создать ядерный реактор, но, если вы включите в конструкцию немного бериллия (друг украл кусочек бериллия в химической лаборатории местного колледжа), вы сможете получить нейтроны – бериллий-9 захватывает альфа-частицы (поступающие из амереция или радия) при превращении в углерод-12, излучая в этом процессе нейтроны. Между прочим, бериллий очень токсичен!

Последний шаг состоял в помещении его источника нейтронов в оболочку из урана (его он выписал немного из Чехословакии, выдав себя за профессора колледжа) и тория, который он наковырял из калильных сеток нескольких сотен туристических газовых фонарей. Его целью было использование нейтронов для преобразования тория-232 в распадающийся изотоп урана-233, а потом... кто знает? Как лабораторный эксперимент это звучит очаровательно, но в садовом сарае, в реальном мире, он сконструировал ужасно радиоактивный прибор, загрязнивший его дом и окрестности радиоактивными материалами. Цена очистки территории составила десятки тысяч долларов.

Его идея была скопирована несколькими другими людьми в мире, но ни разу хорошо не закончилась.

Так что не пытайтесь повторить.

Нет, правда. Даже не думайте об этом.

# 24

## И еще кое-что

### 24.1. Одна маленькая книга

Ядерная энергия – большая тема. Было бы глупо пытаться покрыть ее всю в одной книге, и поэтому я сконцентрировался на безопасной работе электростанций с PWR. Эта тема одна с легкостью заполняет большинство из предыдущих глав.

Однако, прежде чем закончить, я думаю, что правильно потратить еще несколько страниц на некоторые другие аспекты ядерной энергетики. Дальше, если хотите, вы получите несколько подсказок в области, которую вы, возможно, пожелаете изучать в будущем.

### 24.2. Не только операторы

По правде говоря, операторы главного пульта управления составляют менее 10 % от персонала электростанции, даже хотя они работают сменными бригадами, обеспечивая 24-часовую работу станции. Им помогает большое число производственных операторов, которые находятся на территории и управляют клапанами, проверяют насосы и т. д. Подготовка производственных операторов отличается от таковой для операторов главного пульта управления, но они составляют важную часть рабочего процесса. Не все можно сделать из зала главного пульта управления.

На станции имеется еще технический персонал, способный сообщать информацию на главный пульт управления (и другим). В этот персонал входят специалисты по радиационной защите, которые оповещают и вводят ограничения на работы, связанные с превышением норм облучения. Аналогично специалисты по промышленной и пожарной безопасности извещают о возможном риске тех видов работ, которые ожидаются на крупном предприятии.

Я упоминал химию в этой книге несколько раз, так что вы не удивитесь, что в персонале станции имеется много химиков, которые осуществляют дозиметрию и курирование производственных процессов, направленных на оптимизацию срока службы станции. В терминах технических рекомендаций на вашей станции также множество специалистов по ядерной и об-

щей безопасности. Посмотрев на декларацию безопасности для современной атомной электростанции, вы придете в ужас. Вам потребуются специалисты во всех областях для обеспечения гарантий того, что станция всегда работает в пределах, разрешенных декларацией безопасности допусков и условий, и при оптимально низком риске для общественности и персонала. Эти специалисты по ядерной безопасности являются одними из авторов сборника должностных инструкций, которыми должны руководствоваться работники главного пульта управления.

На этом не остановимся. На вашей электростанции свыше 200 000 единиц оборудования. Подумайте, сколько требуется инженерного и обслуживающего персонала для поддержания этого оборудования в надлежащем порядке: проверки, смазки, обслуживания и – в конце срока службы – замены. Инженеры имеют различную специализацию – вам потребуются инженеры-механики, инженеры-строители, инженеры по приборам, электро-инженеры и т. д., а сверх этого – местные инженеры и специалисты, обслуживающие электростанции на территории их ответственности.

Никто не является ученым, оператором и инженером в одном лице. Как вы видели в предыдущих главах, для перезагрузки топлива необходимо выполнить порядка 10 000 отдельных задач. Все это требует планирования, которое должно быть реализовано задолго до начала процесса перезагрузки. Перезагрузка требует привлечения множества третьих лиц (возможно, 1000) и их дублеров. Вам потребуются специалисты по организации взаимодействия с ними всеми. По оценке обслуживающий персонал и операторы могут иметь до 500 задач, которые надо решить при работающем реакторе в неделю. Еще раз, все это требует планирования, и ничего нельзя забывать. Атомная электростанция имеет множество планировщиков!

Наконец, должно быть предусмотрено множество должностей, которые вы найдете и в других больших организациях: кадровая служба, финансисты, сфера общественного питания, уборка, безопасность и т. д. Но я думаю, что между работой на атомной электростанции и где-нибудь еще есть разница. Менеджер по кадровой службе может часто навещать различные подразделения предприятия. Пара свежих глаз может сотворить чудо и усмотреть возникающие проблемы, которые операторы, ежедневно ходящие на работу, давно не замечают. Аналогично уборщики намного вероятнее заметят (и доложат) о подтекающей трубе, чем инженеры, да потому что они смотрят на пол, когда его чистят. На атомной электростанции каждый имеет задачу смотреть вокруг и обеспечивать безопасность независимо от его должности.

Почему мы перешли ко всем этим должностям? Чтобы показать, что существует множество возможных карьер в промышленности. Вам не обязательно быть физиком или инженером, чтобы найти себя.

## 24.3. ИСПОЛЬЗОВАННОЕ ТОПЛИВО...

Описание отработанного топлива в этой книге останавливается на помещении его в емкости для хранения. Это вызывает вопрос «а что дальше?».



Ответ зависит от того, где вы живете и какой тип реактора используете. В Соединенном Королевстве основная политика правительства в этом деле состоит в хранении отработанного топлива PWR над землей, пока глубокие подземные хранилища не будут готовы и не проработают несколько десятилетий. Отработанное топливо затем будет помещено в канистры и храниться неопределенное время под землей. Отработанное топливо из Сайзевелл Б в настоящее время удалено из временных хранилищ после нескольких лет остаточного распада и помещено в сухом виде в экранированные контейнеры для хранения в течение среднего времени, ожидая захоронения глубоко под землей.

Напротив, до недавнего времени топливо из реакторов AGR и MAGNOX перерабатывалось в Селлафилде. Переработка – это жаргонное слово, а состояла она в измельчении топлива и растворении его в кислотах. Это позволяло разделить неиспользованный уран, плутоний и другие радиоактивные продукты распада, которые затем перерабатываются в инертное стекло. Такая переработка является прекрасным путем уменьшения объема радиоактивных отходов, но ее недостатками являются цена, потоки загрязненной воды, создаваемой при переработке, и высвобождение плутония, который может быть использован в военных целях.

Этот последний аспект (плутоний и распространение атомного оружия) делает вопрос утилизации отходов ядерных реакторов международно-дискуссионным и обозначает острое различие в подходах к его решению в разных странах. Франция направляет на переработку топливо от своих 58 PWR на завод в Ла Аг (La Hague). Напротив, в США не перерабатывается ничего из отходов от почти 100 коммерческих PWR и BWR. После десятилетий переработки Соединенное Королевство приняло решение не перерабатывать отходы от AGR, двигаясь в сторону подземных хранилищ. Отходы реакторов MAGNOX должны перерабатываться, потому что они не могут храниться до потери радиоактивности из-за проникновения вовне из емкостей хранения. Все реакторы MAGNOX в настоящее время заглушены, так что вопрос переработки их отходов ограничен по времени. Другие страны идут своими путями.

## 24.4. ...и РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

Оставив в стороне отработанное топливо, обратимся к другим, менее опасным, отходам производства, с которыми приходится иметь дело при обслуживании PWR. Некоторые твердые отходы, такие как фильтры с короткоживущими низкорadioактивными загрязнениями, могут быть помещены в неглубокие подземные хранилища, такие как в *Дригге*, в *Камбрии* (Drigg, Cumbria). Более долгоживущие или более активные отходы хранятся над землей в таких местах, как Селлафилд (Sellafield), или на территории атомной электростанции до тех пор, пока не станет возможным их подземное захоронение.

Ситуация с жидкими и газообразными радиоактивными отходами намного сложнее. Они могут быть глубоко очищены, но устранить некоторые

радиоактивные химикаты, такие как тритий (радиоактивный водород-3), практически невозможно. Таким образом, приходится выпускать небольшие количества радиоактивных материалов в окружающее пространство. Это жестко регламентировано и тщательно контролируется. Природа уже радиоактивна благодаря естественным процессам и рукотворному вкладу. Идея о регулируемом сбросе отходов основана на гарантии неизмеримых увеличений уровней естественного радиационного фона, связанных с попаданием и быстрым рассеиванием сбрасываемых газов в атмосферу, или – для жидкостей – растворения их в морской воде. Сбрасывание отходов даже в малых дозах имеет своих критиков, но преобладают сторонники точки зрения, что при отсутствии риска для окружающей среды и населения это приемлемо.

## 24.5. В конце жизни

Все электростанции изнашиваются. Мировой опыт показал, что для атомных электростанций срок службы превышает на десятилетие запланированный. Я думаю, что это отражение улучшений в обслуживании, контроле и ремонте. Если у вас атомная электростанция с одним износившимся компонентом, обычно с финансовой точки зрения правильнее заменить его (даже если он стоит миллион фунтов) и продолжить генерацию энергии, чем навсегда остановить предприятие.

Но все равно, когда-то предприятие становится экономически неэффективным, приходится глушить реактор и переходить к стадии вывода его из эксплуатации. Опять жаргон: все это означает «почистить его и отправить в нокдаун». В Соединенном Королевстве обнаружилось, что реакторы MAGNOX (и их младший брат AGR) при разработке не были предусмотрены для снятия с эксплуатации. Они были большими, а материалы, из которых они были изготовлены, будучи облученными, требовали много времени для снижения радиации до безопасного уровня. Для публики неожиданно услышать, что реакторы MAGNOX требуют 100 лет и миллиардов фунтов для снятия с эксплуатации.

В контраст им опыт вывода из эксплуатации реакторов PWR показал, что она может быть выполнена намного быстрее – состояние лужайки с зеленой травой достигается за 10–15 лет. К тому же это намного дешевле и легко финансируется с использованием средств, отчисляемых в *Фонд по обеспечению обязательств в области ядерной энергии* (Nuclear Liabilities Fund), управляемый правительством. Радиоактивных компонентов PWR намного меньше по сравнению с конструкциями MAGNOX и AGR. К тому же конструкция PWR лучше приспособлена к демонтажу. И неудивительно, что вывод из эксплуатации PWR проходит легче. Вспомним, что современные PWR могут работать до 80 лет (или больше), производя более чем на миллион фунтов стерлингов электричества ежедневно. Расходы на вывод из эксплуатации составляют малую долю от полученных доходов.

## 24.6. ВНЕ СЕТИ?

Когда-то производство электроэнергии в Соединенном Королевстве базировалось на больших угольных электростанциях, которые в настоящее время или заглушены, или работают только в периоды пиков потребления электроэнергии. Взамен этого сейчас преобладают небольшие электростанции с газовым топливом совместно с ядерными установками и возобновляемыми источниками энергии, такими как ветроэлектростанции и станции на солнечной энергии. Ядерные электростанции нашли свое место как генераторы энергии в периоды с низким потреблением. Другими словами, незапланированное отключение вашего реактора может создать значительную проблему для сети и других генераторов в ней.

Соединенное Королевство не единственная страна, сталкивающаяся с проблемами при генерации электроэнергии – долой от угля к низкоуглеродистым (но малопредсказуемым) возобновляемым источникам. Большинство стран в Европе являются частями международной сети, что смягчает шок от остановки одного реактора. Соединенное Королевство строит все больше соединительных линий электропередачи, но на это может потребоваться несколько лет, и я ожидаю, что включение в такую сеть потребует еще нескольких лет. Сейчас непростое время для запуска электрических сетей. Это одно из неожиданных последствий отказа от угля в качестве топлива.

## 24.7. Книги, АВАРИИ И ОРУЖИЕ

Первой всеобъемлющей книгой о ядерной энергии, которую я прочитал, была книга Уолтера Паттерсона (Walter C. Patterson) *«Ядерная энергия»*. Я нашел ее очень близкой к беспристрастному описанию, хотя, как я открыл в дальнейшем, она написана борцом против ядерной энергии. В ее основе положен североамериканский опыт, и сейчас она не переиздается, хотя и доступна в электронном виде или на вторичном рынке. Я ее рекомендую.

Если вы интересуетесь разработкой первых ядерных реакторов, вы найдете чтиво и про первое ядерное оружие, эти темы неразрывно связаны друг с другом. Детальное описание представлено в книге Ричарда Родеса (Richard Rhodes) *«Изготовление атомной бомбы»*. Это долгое чтение, но оно стоит того.

Есть несколько прекрасных книг об авариях на ядерных объектах. Я бы порекомендовал *«On the Brink: The Inside Story of Fukushima Daiichi»* Рюсе Кадота (Ryusho Kadota) как свидетельство из первых уст последствий цунами для атомной электростанции. Если вы работаете на атомной электростанции, эта книга дает ответ на вопрос «Как бы вы поступил в этих обстоятельствах?». В контраст, но также стоящей книгой, несмотря на случайные (второстепенные) ошибки в физике, является книга *«Чернобыль. История ядерной катастрофы»*, автор Сергей Плохий (*«Chernobyl: History of a Tragedy by Serhii Plokhyy»*). В этой книге показано, как сильно связано развитие аварии с политическим режимом, при котором она произошла.

Вас может удивить, почему я рекомендую книги о ядерных авариях? Это та же идея, что и рекомендовать читать книги о железнодорожных авариях стрелочнику – если не выучите, что может пойти неверно, как вы собираетесь выставить сигнальный знак, чтобы предупредить аналогичный случай? Лучший шанс при аварии – избежать ее, и вы только тогда можете это сделать, если полностью готовы к тому, что уже случилось. В мире ядерной энергии вы иногда услышите выражение: «Эксплуатационный опыт: используйте его – или получишь его».

## 24.8. Политика и агитация

Как я уже говорил в начале, я не собираюсь делать попыток описать или защитить политику в области ядерной энергетики. В мире уже работают сотни ядерных реакторов. Некоторые из них уже проработали десятилетия и приближаются к концу своей службы или уже заглушены. Еще больше находятся в стадии строительства. Независимо от вашего взгляда на ядерную энергетику – как на опасность, которую надо избегать, или как полезный источник мало углеродной энергетики, – она уже существует, и весьма массово.

Множество других авторов опубликовали книги, в которых либо поддерживается, либо отвергается ядерная энергия. Иногда это видно уже из названия, а иногда из обзора или критики. Иногда я их нахожу вполне непредвзятыми. Я не непредвзятый. Я энтузиаст ядерной энергии – местами вы уже, наверное, это заметили, – так что эта книга является моим вкладом в смесь взглядов на эту проблему.

# 25

## Заключение

Позвольте напомнить три основные концепции, которые я описывал еще в главе 1.

- *Реактивность, или как условия внутри реактора воздействуют на цепную реакцию деления.* Я принимаю, что для усвоения этого понятия требуется немного физики, но для оператора реактора это жизненно важное понятие. В этой книге вы увидели, что влияет на реактивность реактора и как он ведет себя в ответ на изменения реактивности. Если вы не знаете влияния ваших действий на реактивность, не делайте ничего!
- *Стабильность реактора, механизм обратной связи, обеспечивающий его стационарный режим работы.* Еще немного физики – например, температурные коэффициенты топлива и замедлителя, – и вы получаете стабильный реактор. Конечно, стабильность – это как обоюдоострый меч. Она обеспечивает стабильность всей электростанции, и это важно при работе в стационарном режиме, но, как вы уже видели, работает против вас, если вы хотите изменить нагрузку или температуру.
- *Стабильность предприятия в целом, что произойдет, если вы отключите реактор от нагрузки и после этого.* Это ключевой фактор. Большинство руководств по физике реакторов останавливаются на реакторе, но, как вы уже видели в этой книге, поведение реального PWR определяется тем, с чем он соединен. Вы перемещаете заслонки в клапанах, ведущих к турбине, и реактор отслеживает это. При разрыве паропровода реактор увеличит мощность, чтобы скомпенсировать выявленное увеличение расхода пара. Вы выключаете турбину, и мощность реактора падает как кирпич, если вы не включите где-нибудь сброс пара, и т. д.

И еще, если вам нравится, есть четвертая концепция, лежащая в основе почти всех глав: безопасность. В главе 17 это единственный объект, рассмотренный наиболее детально. Ядерная электростанция поставляет источник огромного количества низко углеродной электроэнергии предсказуемым и управляемым способом. Но она также создает риски аварий с разрушением ядра реактора и выбросом радиоактивных продуктов распада топлива.

Любой, кто работал на ядерной электростанции, начинает с идеи, что Ядерная Безопасность Превыше Всего. Вы должны быть готовы к любым нарушениям поведения реактора или изменения условий его работы, которые

могут его вывести из безопасного состояния или вне предусмотренных условий эксплуатации. Возможно – и является общепринятым – обеспечивать работу реактора с минимальным уровнем риска. Так должно быть, и другого не дано.

Как вы видели, роль оператора PWR в течение большей части времени, не является собственно управлением реактором, хотя иногда это и приходится делать, например при выводе реактора в критический режим. Вместо этого задача оператора сводится обычно к контролю электростанции в целом для обеспечения гарантий соответствия реактора требованиям декларации безопасности. Оператор также должен быть готов к любым непредвиденным событиям, возникают ли они на станции или вне ее. По этой причине последним рисунком в этой книге представлена схема устройства первичного и вторичного контуров реактора (рис. 25.1). Эту модель следует постоянно держать в голове, чтобы быть успешным оператором PWR.

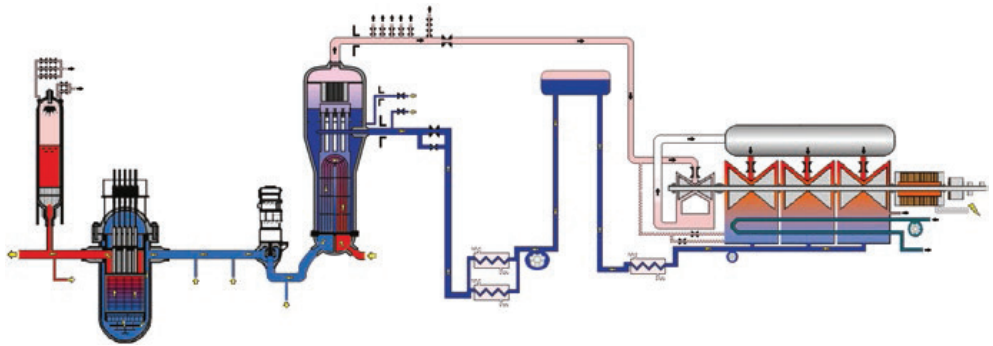


Рис. 25.1 ❖ Первичный и вторичный контуры реактора

#### *И в заключение.*

Если вы прочитали эту книгу целиком, вы увидели, что PWR является, по существу, простой машиной. Но вы также встретили и несколько очень хитрых идей, проистекающих из физики работы PWR, его поведения и управления им. Если все это произвело на вас впечатление при первом прочтении, то так держать! Если нет, не беспокойтесь – мне потребовались годы, чтобы уяснить поведение ксенона и стратификацию в парогенераторе. Я еще не очень уверен относительно мегавольтампер реактивной мощности (MVAR)...

Я надеюсь, что вы из этой книги получили представление о том, что в реальности означает «управлять ядерным реактором». PWR стабильны, но им необходимы высококвалифицированные и ответственные операторы, поддерживаемые специалистами во многих других областях.

Так что желаю всем безопасности.

# Предметный указатель

Аварийная инъекция воды, 168  
Аварийная система охлаждения  
ядра, 169  
Аварийные клапаны главного  
паропровода, 91  
Аварийный впрыск, 156  
Авария расхолаживания, 184  
Аккумуляторы для аварийного  
впрыска воды, 170  
Альфа-распад, 42  
Атом, 17

Бак хранения воды для замены  
топлива, 171  
Бета-распад, 42  
Большая потеря охладителя, 168  
Быстрые нейтроны, 21

Водо-водяной реактор (PWR), 15  
Возбудитель, 121  
    главный, 121  
    первичный, 121  
Высокообогащенный уран, 216

Гамма-распад, 43  
Генераторный трансформатор, 106  
Генератор пара в реакторе с тяжелой  
водой, 206  
Гидроподъем, 119  
Границы отключения, 117

Деаэратор, 97  
Деление, 19

Дизель-генератор для ответственных  
потребителей, 166

Инженерно-технические средства  
безопасности, 155

Каландрия, 205  
Канадские дейтериево-урановые  
реакторы, 202  
Кипящий водяной реактор (BWR), 15  
Компенсатор давления, 47  
Кориум, 186  
Кривая  
    насыщения, 30  
    разбавления бора, 115

Линия Армстронга, 29

Маленькие модульные реакторы, 212  
Медленные нейтроны, 21

Найл, 25  
Насос охлаждения реактора, 47  
Нормальная рабочая температура, 57  
Нормальное рабочее давление, 57

Обогащение, 20  
Обратная величина потока  
нейтронов, 64  
Обходной клапан турбины, 114  
Огнестойкое масло, 120  
Осевая разность мощности, 127  
Осевое смещение, 127  
Охлаждающая система реактора, 46



- Паровой коэффициент реактивности**, 85  
**Первичный контур**, 46  
**Подстройка реактора под требования пара**, 111  
**Поломка главного паропровода**, 183  
**Продукты распада**, 19, 41  
**Прорыв**, 179
- Реактивность**, 24  
**Реактор**  
    высокого давления на тяжелой воде, 205  
    маленький модульный, 212  
    с кипящей водой, 85, 187  
    с магниевыми неокисляющимися оболочками, 206  
    с расплавленной солью, 212  
**Реактор большой мощности канального типа**, 209  
**Реакторная защитная система**, 184  
**Реверсивная ветвь трубопровода**, 47  
**Ротор**, 98
- Сборка блока управляющих стержней**, 28  
**Серые стержни**, 137  
**Система**  
    водяного охлаждения компонентов, 194  
    защиты реактора, 154  
    орошения здания реактора, 171  
    отвода остаточного тепла, 194
- Система управления температурой реактора**, 112, 141  
    химическим составом и объемом, 60, 128  
**Скорость запуска**, 66
- Температурный коэффициент замедлителя**, 83, 190  
    топлива, 81  
**Трансформатор для собственных нужд**  
    с питанием от высоковольтной сети, 106  
    с питанием от генератора, 106  
**Турбина**  
    высокого давления, 94  
    низкого давления, 95
- Управляемый выпускной клапан**, 91  
**Уран низкого обогащения**, 216  
**Усовершенствованный газоохлаждаемый реактор**, 84  
**Утечка в трубах парогенератора**, 179
- Физические испытания**, 199
- Холодильник**, 96
- Цепная реакция**, 21
- Энергия Вигнера**, 157
- Ядерные реакторы на кипящей воде**, 203

Книги издательства «ДМК ПРЕСС»  
можно купить оптом и в розницу  
в книготорговой компании «Галактика»  
(представляет интересы издательств  
«ДМК ПРЕСС», «СОЛОН ПРЕСС», «КТК Галактика»).

Адрес: г. Москва, пр. Андропова, 38, оф. 10;  
тел.: **(499) 782-38-89**, электронная почта: **books@aliants-kniga.ru**.

При оформлении заказа следует указать адрес (полностью),  
по которому должны быть высланы книги;  
фамилию, имя и отчество получателя.

Желательно также указать свой телефон и электронный адрес.

Эти книги вы можете заказать и в интернет-магазине: **<http://www.galaktika-dmk.com/>**.

Колин Таккер

## **Как управлять ядерным реактором**

Главный редактор	<i>Мовчан Д. А.</i> dmkpress@gmail.com
Зам. главного редактора	<i>Сенченкова Е. А.</i>
Перевод	<i>Рабодзей А. Н.</i>
Корректор	<i>Абросимова Л. А.</i>
Верстка	<i>Чаннова А. А.</i>
Дизайн обложки	<i>Мовчан А. Г.</i>

Гарнитура PT Serif. Печать цифровая.  
Усл. печ. л. 18,69. Тираж 200 экз.

Веб-сайт издательства: **[www.dmkpress.com](http://www.dmkpress.com)**

Вы когда-нибудь интересовались, как работает атомная электростанция? На примере водо-водяного реактора (PWR) эта книга проведет вас от теории ядерных реакторов к практике через их запуск, работу и выключение.

В частности, вы узнаете:

- какие конструкции реакторов существуют;
- какие знания и навыки требуются их операторам;
- как работает реактор типа PWR и что заставляет его действовать;
- какие ситуации требуют быстрого реагирования;
- что произойдет, если отключить реактор от остального оборудования, и многое другое.

Книга предназначена широкому кругу читателей, интересующихся современной физикой и энергетикой.



Колин Таккер проработал в атомной промышленности Великобритании 30 лет. Он специализируется на безопасной эксплуатации реактора, обеспечивающей стабильную работу всей станции. На протяжении большей части своей карьеры Колин посещал школы и другие учреждения, рассказывая об атомных электростанциях – как они работают и как можно сохранить их в безопасности.

Интернет-магазин:  
[www.dmkpress.com](http://www.dmkpress.com)

Оптовая продажа:  
КТК «Галактика»  
[books@aliens-kniga.ru](mailto:books@aliens-kniga.ru)

 Springer  
  
ИЗДАТЕЛЬСТВО  
[www.dmk.pf](http://www.dmk.pf)

ISBN 978-5-93700-132-0



9 785937 001320 >