

Рис. 16. Изменение мощности реактора (N/N_0) и теплосодержания воды (i) в рабочих каналах при различных скоростях поступления воды в графитовую кладку реактора.

По оси абсцисс отложено время, по оси ординат — теплосодержание и относительная мощность ($\frac{N(t)}{N(0)}$). Горизонтальная черта сверху указывает величину теплосодержания насыщения при давлении 100 ат.

лах может закипеть. Однако специальными опытами было показано, что даже при полном разрыве трубки рабочего канала скорость поступления воды в аппарат не превзойдет величины 2 л/сек. Отключающие устройства рабочего канала уменьшают эту величину до 0,1 л/сек.

Расчеты возрастания реактивности были произведены в предположении равномерного размешивания поступающей воды по объему графитовой кладки аппарата. На самом деле следует ожидать, что эффект будет существенно зависеть от места сосредоточения воды. Если избыточная вода сосредоточивается вблизи урана, то изменение реактивности будет больше, чем в случае сосредоточения воды вдали от урана в графите, где оно может быть даже отрицательным. Поэтому приведенные выше расчеты весьма схематизируют действительное протекание явления. В этой связи были поставлены специальные опыты по измерению влияния воды на реактивность аппарата.

Для этого были изготовлены специальный рабочий канал, допускавший заливку в него воды сверх нормально принятого количества, а также чисто водяные каналы (без урана). Наблюдение за работой каналов подтвердило гетерогенный характер действия воды; было выяснено, что теоретические расчеты, основанные на предположении о равномерном размешивании воды, завышают ее влияние.

Хотя в конструкции реактора и предусмотрены меры против возможного заполнения аппарата водой (дренаж и отключающие устройства), все же было важно определить экспериментально возможное возрастание реактивности при заполнении реактора водой. Для этой цели было измерено возрастание реактивности в аппарате без воды при нормальном количестве воды в одном из его рабочих каналов, а затем при избыточном количестве воды в том же канале.

Была определена также зависимость этого эффекта от места канала по радиусу аппарата. Этот же опыт был повторен в аппарате, когда рабочие каналы были залиты нормальным количеством воды.

Экстраполяция этих измерений позволила оценить возрастание реактивности аппарата при затоплении аппарата водой вследствие аварии. Измерения показали, что возможное при этом возрастание реактивности аппарата не превышает 0,02, что всегда может быть перекрыто имеющимся резервом компенсирующих и аварийных стержней.

Приведенное в этом разделе сопоставление расчетных данных и результатов экспериментального изучения аппарата показывает, что расчеты находятся в удовлетворительном согласии с опытом. Поэтому избранные методы расчета могут служить достаточно надежной основой для проектирования более мощных реакторов подобного типа.

ОПИСАНИЕ ТЕХНОЛОГИЧЕСКОЙ СХЕМЫ АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

Как уже упоминалось, наиболее характерной чертой технологической схемы станции является наличие двух контуров.

В первичном контуре циркулирует теплоноситель — вода под высоким давлением. Эта вода переносит тепло от реактора к воде вторичного контура, которая превращается в парогенераторах в рабочий пар, идущий к турбине. Весь первичный контур выполнен из нержавеющей стали и размещен за биологической защитой.

Вода первичного контура, нагретая в каналах реактора до температуры 260—270° С, поступает из коллектора (рис. 17) в парогенераторы. Имеется восемь таких парогенераторов, попарно объединенных в защитных камерах (рис. 18). При полной мощности станции работают три пары парогенераторов, четвертая пара находится в резерве. Каждый парогенератор состоит из подогревателя воды, испарителя воды и пароперегревателя. Вода первичного и вторичного контуров движется в парогенераторах по принципу противотока.

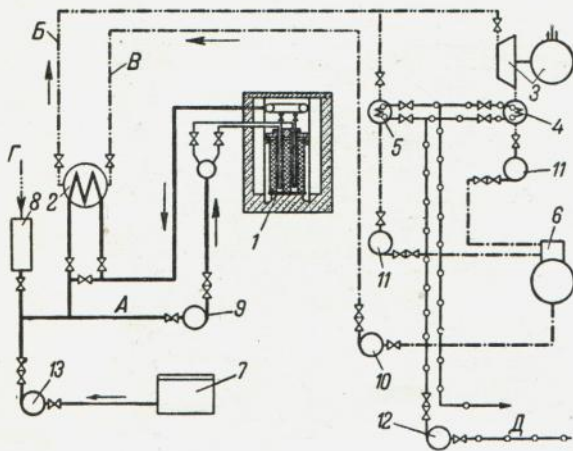


Рис. 17. Технологическая схема атомной электростанции.

1 — реактор; 2 — парогенератор; 3 — турбогенератор; 4 — конденсатор турбины; 5 — пусковой конденсатор; 6 — деаэрактор; 7 — дополнительный бак для воды; 8 — компенсатор объема; 9 — циркуляционный насос первичного контура; 10 — питательный насос вторичного контура; 11 — насос для конденсата; 12 — циркуляционный насос охлаждающей воды; 13 — подпиточный насос.
 А — вода первичного контура (100 ат); Б — пар (12,5 ат); В — конденсат вторичного контура; Г — сжатый воздух; Д — охлаждающая вода.

Вода первичного контура покидает парогенераторы при температуре около 190° С и поступает на всасывающую линию главных циркуляционных насосов. Общий вид такого насоса приведен на рис. 19. Всего имеются четыре таких насоса; при полной мощности работают три насоса, обеспечивая расход воды около 300 т/час; четвертый насос находится в резерве.

Для подпитки свежей водой первичного контура имеются специальные насосы небольшой производительности (рис. 20). Эти же насосы посредством автоматического устройства подают воду в сальниковые уплотнения главных циркуляционных насосов таким обра-

зом, что давление этой воды всегда на 0,5 ат больше давления воды в насосе. Этим обеспечивается гидравлический затвор, не позволяющий радиоактивной воде, содержащейся в главных насосах, проникать через уплотнение вала.

Следует заметить, что по мере удаления от реактора воды первичного контура активность ее постепенно падает. На выходе из реактора активность воды обусловлена кислородной активностью (0,2 кюри/л), имеющей короткий период распада (7 сек), на входе же в реактор активность воды ($2 \cdot 10^{-5}$ кюри/л) обусловлена в основном только активностью примесей.

Для компенсации изменений объема воды при нагревании или охлаждении и поддержания в течение некоторого времени давления в контуре в случае возникновения в нем течи поставлены компенсаторы объема, представляющие собой емкости, сообщающиеся с баллонами сжатого газа.

Изменение объема воды в первичном контуре компенсируется понижением или повышением уровня воды в компенсаторах объема. Показание положения уровня выведено на центральный пульт и связано с аварийной защитой.

В линии первичного контура на байпасе имеются контактные аппараты для сжигания гремучей смеси, могущей возникнуть вследствие разложения воды под действием нейтронного излучения. Из нагнетательной линии главных насосов вода поступает во входной коллектор аппарата и оттуда распределяется по его каналам.

Вода вторичного контура могла бы приобрести радиоактивность только в результате механического ее смешения с водой первичного контура, например в результате обра-

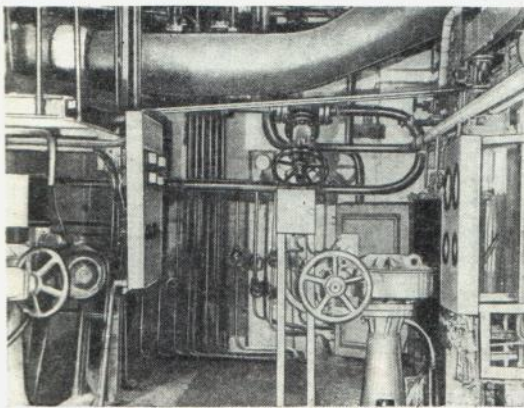


Рис. 18. Часть коридора парогенераторов. Видна открытая защитная дверь одной из четырех камер парогенераторов. Вверху — трубопровод рабочего пара.

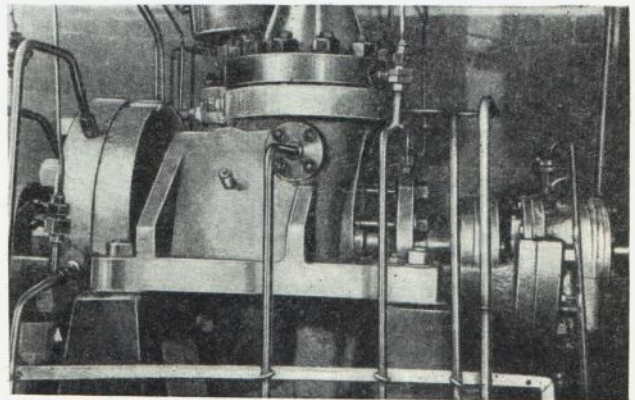


Рис. 19. Общий вид одного из главных циркуляционных насосов.

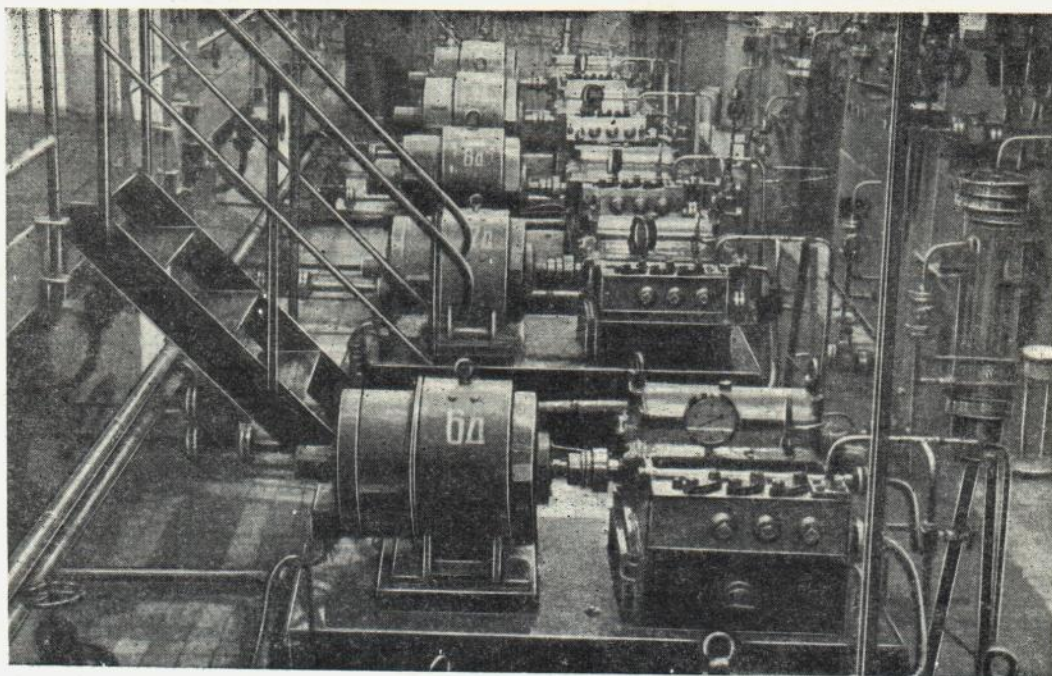


Рис. 20. Группа подпиточных насосов воды первичного контура.

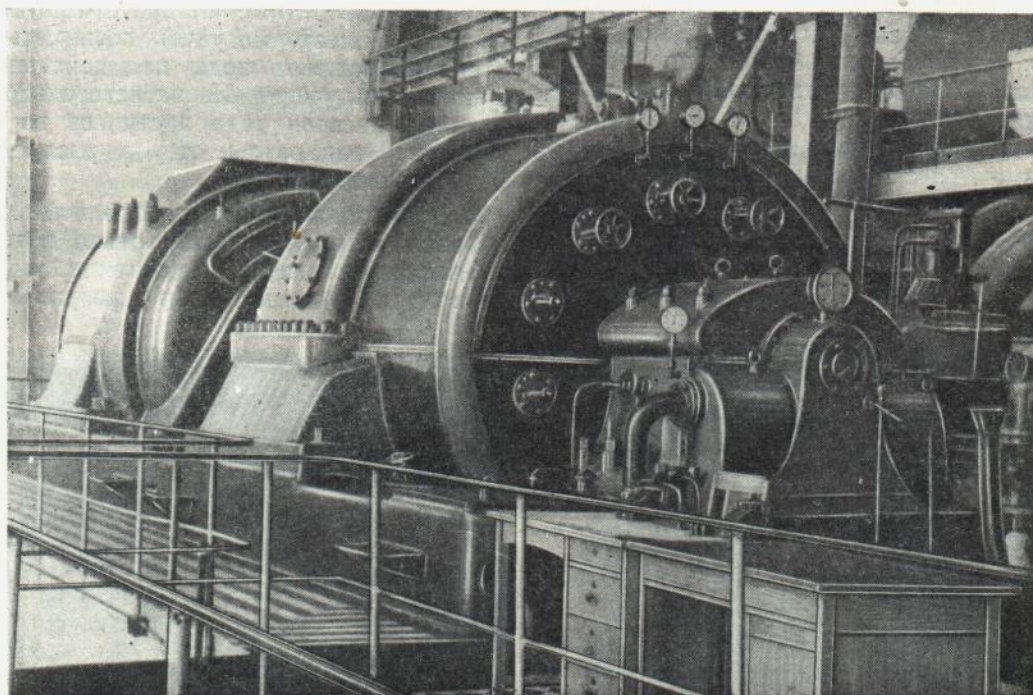


Рис. 21. Турбогенератор атомной электростанции.

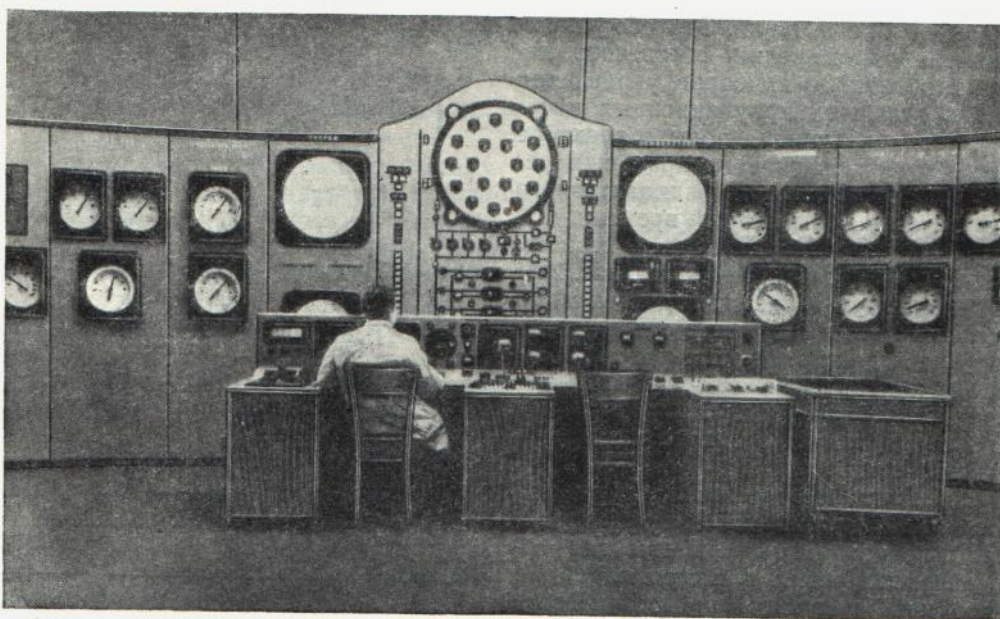


Рис. 22. Центральный пульт управления. В центре щита мнемоническая схема. Впереди—пульт управления.

зования трещины в трубках парогенераторов. Однако этот случай крайне невероятен. Поэтому все оборудование вторичного контура является обычным.

Вода вторичного контура (конденсат) нагревается питательными насосами в подогреватель парогенератора и затем поступает в испаритель, уровень в котором поддерживается специальным автоматом. Пар из испарителя поступает в пароперегреватель. При полной мощности станции три работающие группы парогенераторов производят пар в количестве 40 т/час давлением 12,5 ат при температуре 255—260°С. Этот пар направляется по паровой магистрали в турбогенератор (рис. 21). Из конденсатора турбины вода поступает обратно в парогенераторы.

Атомный реактор может работать также без выработки пара (водо-водяной режим). В этом случае в парогенераторах вырабатывается горячая вода, тепло которой отводится посредством обычных холодильников, как это показано на рис. 17. Этот режим работы применялся только в пусковой период и может применяться при проведении специальных опытных работ.

На станции имеется различное электрическое оборудование, в том числе аккумуляторная батарея, которая может обеспечить питание электродвигателей главных циркуляционных насосов на пониженном числе оборотов в течение нескольких часов в случае необходимости устранить причины отключения их

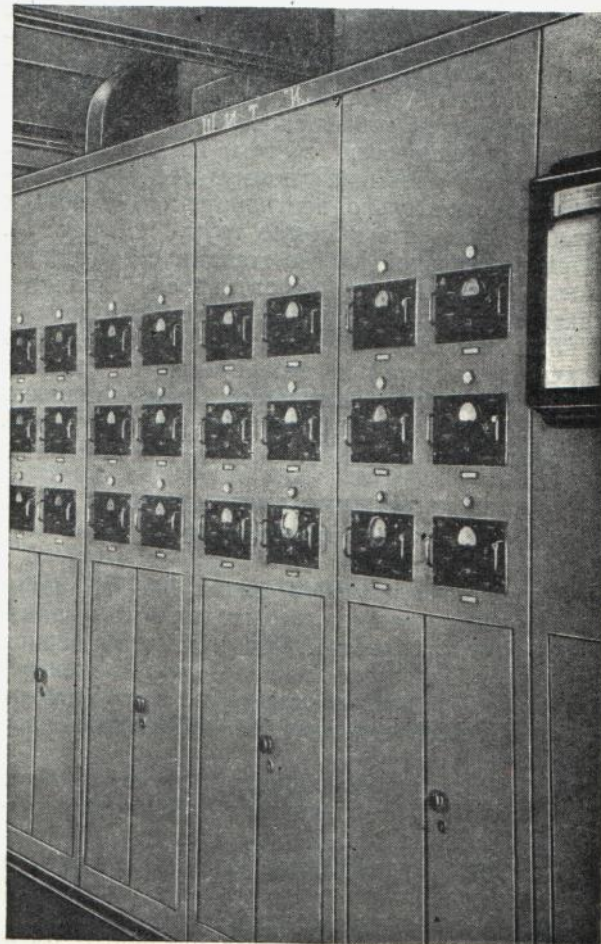


Рис. 23. Часть центрального дозиметрического щита.

основного источника питания. Это оборудование подчинено одной цели — обеспечить надежное электропитание приборов управления реактором и главных циркуляционных насосов. Небольшая циркуляция воды в реакторе необходима, даже в случае прекращения реакции, для съема тепла от радиоактивного распада в течение длительного времени.

Все управление оборудованием станции производится с центрального пульта (рис. 22). Важнейшими показаниями, выведенными на центральный пульт, являются: положение компенсирующих стержней, температура воды на выходе из каналов, расход воды в первичном контуре и ее давление, тепловая мощность аппарата, количество и качество производимого пара и др.

Для обеспечения безопасности персонала от облучения во всех помещениях станции установлены ионизационные камеры для измерения гамма-излучения и воздухозаборные устройства для контроля радиоактивности воздуха.

В случае, если активность по гамма-излучению или активность воздуха в каком-либо из помещений окажется выше нормы, дежурный, находящийся у центрального дозиметрического щита (рис. 23), будет предупрежден световым и звуковым сигналами. Эти же сигналы дублируются в том помещении, где активность превысила норму. Все помещения станции тщательно вентилируются, и воздух выбрасывается в высокую трубу (см. рис. 1). При нормальной работе станции незначительным источником радиоактивности является активность аргона воздуха вблизи реактора.

Радиоактивная вода сбрасывается (из первичного контура) в резервуары, в которых она сначала выдерживается; затем активность воды доводится разбавлением до безопасной нормы.

ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

Со времени пуска (27 июня 1954 г.) атомную электростанцию испытывали на различных режимах работы. За истекший период она выработала около 15 млн. кВт·ч электроэнергии. На основе опыта ее эксплуатации можно сделать следующие главные выводы:

1. За все время работы станции не было ни одного случая выхода из строя тепловыделяющих элементов. Это доказывает, что теплопередача от урановых элементов к воде осуществляется закономерно, без нарушений и что нержавеющая сталь, выбранная для изготовления трубок, является надежным материалом для работы в активной зоне реактора.

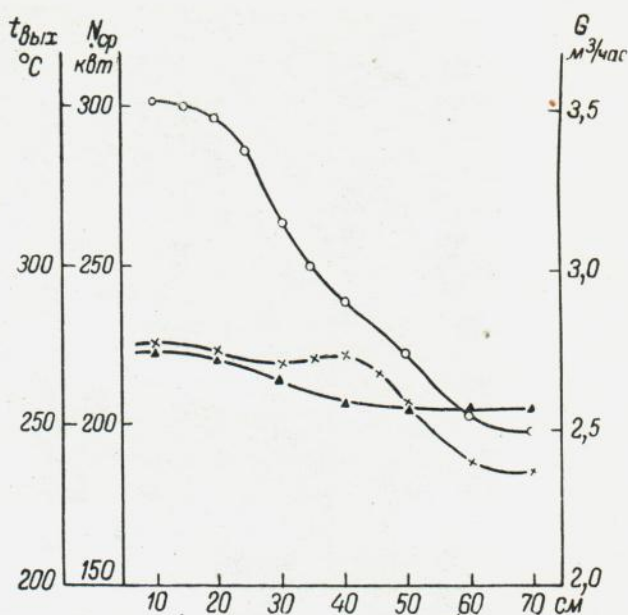


Рис. 24. Распределение по радиусу реактора мощности рабочих каналов, расхода и температуры воды на выходе из них.

○ — мощность канала; ▲ — температура выхода; × — расход в канале.

Несмотря на то, что предварительные испытания тепловыделяющих элементов позволяли надеяться на такой результат, все же массовое испытание в реакторе атомной станции этих ответственных деталей могло бы привести к неожиданным результатам. Стойкость тепловыделяющих элементов явилась основой надежной работы всей электростанции.

В связи с изменениями, которые претерпевает графит в нейтронном поле, можно было опасаться защемления рабочих каналов в отверстиях графитовой кладки. Опыт смены каналов показал, что они вынимаются свободно. Температура графита оказалась выше расчетной и достигает в наиболее горячих точках 650—700°С.

Расход воды через рабочие каналы реактора в процессе эксплуатации был стабильным. На рис. 24 показано распределение мощности, температуры и расхода воды по радиусу аппарата. Как видно, посредством регулирования расходов воды и выравнивания нейтронной плотности по радиусу аппарата удается свести разброс выходных температур воды по каналам к $\pm 7^\circ\text{C}$.

Опыт эксплуатации показал, что это регулирование позволяет обеспечить номинальную мощность аппарата в течение длительного времени (от загрузки до загрузки).

Установленный однажды режим аппарата по температуре и давлению рабочего пара характеризуется высокой степенью стабиль-

ности и не требует для своего поддержания вмешательства персонала станции.

Система автоматического регулирования и аварийной защиты реактора работала безотказно.

При работе на избранном режиме деятельность персонала станции сводится к наблюдению за показаниями приборов и сигналов.

Вывод реактора с нуля на заданную мощность занимает при разогретом контуре около получаса и представляет собой наиболее ответственную операцию, особенно в том случае, когда реактивность аппарата известна неточно. В настоящее время разрабатывается аппарат для автоматического пуска реактора.

Выгрузка из реактора урановых теплоделяющих элементов производится обычно частями в целях экономии атомного топлива. При этом реактор догружают свежими теплоделяющими элементами и производят перестановку менее выгоревших периферийных элементов в центр аппарата. Это приводит к удлинению срока работы теплоделяющих элементов и увеличивает глубину выжигания урана-235 до 20%.

Операцию перестановки элементов производят 1 раз в 2 мес., и на это требуются 2—3 дня.

2. Основное техническое оборудование станции — главные циркуляционные насосы, подпиточные насосы, парогенераторы, компенсаторы объема и др. — работало безаварийно. Это в значительной мере зависело от качества сварки при монтаже трубопроводов высокого давления. Следует иметь в виду, что общее число сварных соединений достигает нескольких тысяч. Поэтому качество сварных швов тщательно контролировалось. Образцы сварных соединений изучались на отсутствие межкристаллитной коррозии. Сварку производили работники высокой квалификации.

В первый период работы станции наблюдались лишь отдельные случаи возникновения трещин и свищей.

Для успешной работы реактора необходима высокая чистота воды первичного контура. Бидистиллят, которым заполняется первичный контур, имеет сухой остаток менее 1 мг/л. В первичном контуре по мере работы аппарата содержание сухого остатка повышается и поддерживается на уровне 3 мг/л непрерывным дренированием воды первичного контура и подпиткой свежим бидистиллятом в количестве до 300 л/час. Сухой остаток увеличивается, вероятно, за счет размывания медных прокладок и асбесто-графитовых уплотнений в сальниках задвижек.

Опыт показывает, что наличие этого остатка в первичном контуре не приводит к обра-

зованию накипи в рабочих каналах в такой мере, чтобы она повлияла на теплопередачу. Тем не менее эксплуатационный персонал станции считает желательным дальнейшее снижение содержания примесей в воде, что позволило бы также прекратить сброс ее из первичного контура.

Предварительными опытами было установлено [14], что при температуре и давлении, преобладающих в первичном контуре, происходит обратный процесс рекомбинации ионов, практически сводящий к нулю образование гремучей смеси в воде. Этот вывод полностью подтвердился в процессе эксплуатации и позволил отказаться от применения контактных аппаратов для сжигания гремучей смеси.

3. Оборудование вторичного контура не представляло чего-либо нового. Но весьма существенно было знать, насколько гибка вся схема управления станцией. На первых порах была некоторая неуверенность в управляемости всей цепочки: реактор — парогенераторы — турбина, в особенности на переходных режимах. Порядок пуска турбины, допустимые скорости разогрева парогенераторов и скорости повышения давления рабочего пара не были изучены.

В качестве примера можно привести возникновение гидродинамических ударов в парогенераторах при их разогреве, которые наблюдались при первых пусках. Впоследствии выяснилось, что эти удары возникали из-за парообразования в подогревателе воды. Они вызывались слишком большой скоростью разогрева и низким давлением пара в парогенераторе.

В результате изучения режимов пуска было установлено, что пуск из холодного состояния, например после ремонта, можно осуществить за 1,5—2 часа, причем некондиционный пар в первый период сбрасывается в пусковой конденсатор, а при достижении рабочих параметров подается на турбину. Такая система пуска оказалась удобной в эксплуатации.

Автоматика регулирования парогенераторов работает настолько устойчиво, что параметры пара оказываются весьма постоянными. Вследствие этого турбогенератор работает совершенно стабильно. На рис. 25 и 26 показаны картограммы температуры и давления рабочего пара перед турбиной.

Были изучены режимы работы станции при различных нагрузках турбогенератора. Станция испытана также на теплофикационном режиме — для отопления жилого поселка. На всех режимах станция работала вполне устойчиво.

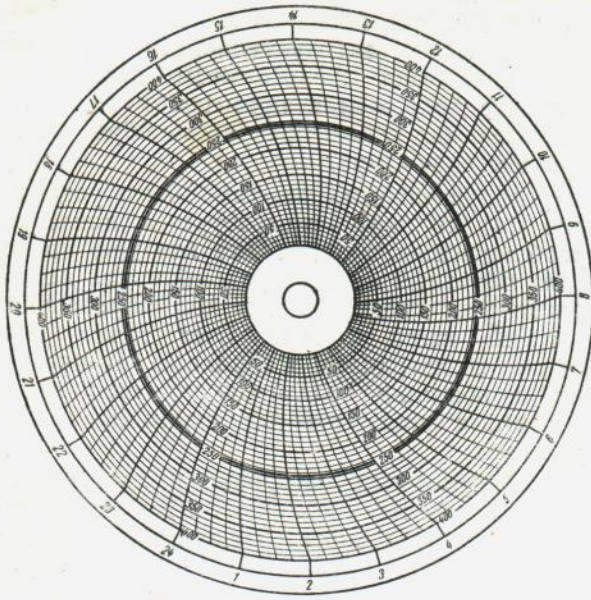


Рис. 25. Температура пара перед турбиной.

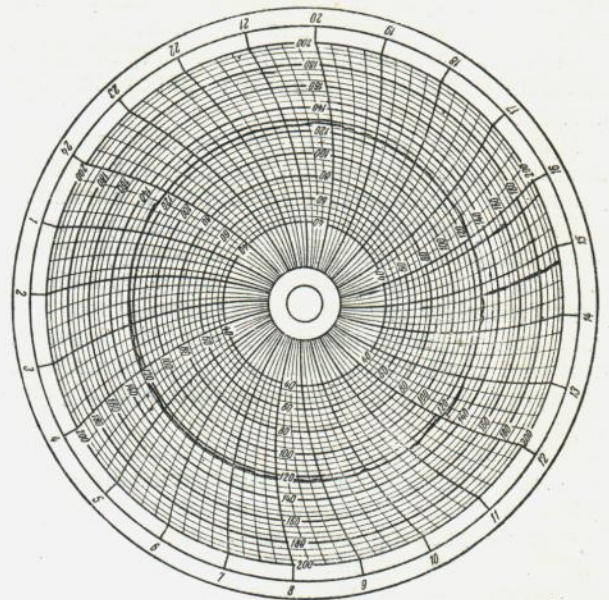


Рис. 26. Давление пара перед турбиной.

Персоналу станции удалось освоить переход на резервные парогенераторы и циркуляционные насосы без снижения мощности турбогенератора, что очень важно для обеспечения нормальной работы станции.

Производившиеся в течение года ремонтные работы не вызвали больших затрат, так как они сводились главным образом к осмотру и ревизии оборудования и различным мелким исправлениям.

4. В процессе эксплуатации станции тщательно изучалась эффективность запроектированной биологической защиты. Оказалось, что интенсивность гамма-излучения в центральном зале при номинальной мощности реактора не превышает $0,1 \text{ мкр/сек}$, что значительно ниже допустимой биологической дозы. При разгрузке аппарата защитные стены зала вполне обеспечивают в окружающих помещениях полную безопасность работы. Защита помещений парогенераторов, насосов и трубопроводов первичного контура также исключает возможность проникновения излучения в обслуживаемые помещения. На ограниченное время можно заходить и в помещения, где расположено это оборудование (излучение не выше 6 мкр/сек).

Активности газа в центральном зале станции и других помещениях также не наблюдается, что указывает на удовлетворительность работы вытяжной вентиляции.

Активность газа, сбрасываемого в вентиляционную трубу, обусловлена в основном активностью аргона воздуха. Измерения показывают, что принятая высота вентиляцион-

ной трубы гарантирует полную безопасность для окружающего населения, как и предусматривалось в проекте.

Активность сбрасываемой из первичного контура воды составляет 10^{-5} кюри/л по Na и Mn. После выдержки ее в отстойниках и разбавления чистой технической водой активность сбрасываемой воды легко доводится до необходимой биологической нормы.

В случае аварии в каналах возможность попадания осколочной активности в сточные воды исключается вследствие наличия промежуточных емкостей.

Опыт работы станции показал, что система местной и центральной предупредительной сигнализации повышения гамма- или газовой активности работает безупречно.

За все время работы станции не было ни одного случая переоблучения персонала.

Каждый сотрудник станции имеет контрольные дозиметрические фотокассеты и подвергается периодическому медицинскому осмотру. Работа на станции не оказывает вредного влияния на здоровье обслуживающего персонала.

Следует отметить, что для предотвращения переоблучения людей необходимо соблюдение строжайшей дисциплины и неуклонное выполнение правил работы и техники безопасности.

В качестве общего итога годового опыта работы станции можно заключить, что атомная электростанция, имеющая источником энергии атомный реактор, подобный описанному, будет работать весьма надежно и устойчиво.

СРАВНЕНИЕ АТОМНОЙ И УГОЛЬНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ

Годичный период эксплуатации промышленной атомной электростанции СССР мощностью 5 000 квт дает много данных для разработки и осуществления крупных атомных электростанций, позволяя оценивать их экономические показатели на основе реального технического опыта.

Стоимость 1 квт·ч электрической энергии, вырабатываемой на первой атомной электростанции, значительно превышает среднюю себестоимость 1 квт·ч мощных тепловых электростанций в СССР, которая в 1953 г. на тепловых электростанциях Министерства электростанций составила 10 коп. за киловатт-час [15]. Однако она сравнима со стоимостью 1 квт·ч тепловых электростанций аналогичного типа малой мощности (1 000—5 000 квт).

Анализ стоимости 1 квт·ч энергии, вырабатываемой на первой атомной станции, показывает, что высокая его себестоимость обусловлена в первую очередь малыми размерами станции, большими затратами на штучное изготовление тепловыделяющих элементов, повышенным расходом урана-235 вследствие малых размеров атомного реактора, а также рядом особенностей конструкции на этой станции, направленных к созданию повышенной надежности работы, от которых, как показывает опыт эксплуатации, можно отказаться.

Был рассмотрен вариант атомной электростанции с полезной мощностью 100 000 квт, оборудованной двумя реакторами того же типа, что и установленные на первой атомной станции СССР, с тепловой мощностью каждого реактора по 200 000 квт.

Анализ стоимости 1 квт·ч электроэнергии, проведенный применительно к атомной станции такой мощности с учетом усовершенствований, показывает, что себестоимость электроэнергии в этом случае существенно понижается.

Увеличение размеров реактора позволяет снизить обогащение урана, закладываемого в реактор. Расчеты показывают, что для работы двух реакторов этой большой станции необходимо до 20 т урана в год, обогащенного до 2,5% изотопом урана-235 вместо обогащения до 5% на первой атомной электростанции. Уменьшение обогащения существенно снижает топливную составляющую стоимости 1 квт·ч энергии, вырабатываемой на атомной электростанции.

Экономические показатели усовершенствованной атомной электростанции мощностью 100 000 квт были сравнены с показателями современной электростанции такой же мощности, работающей на угле среднего качества,

сжигаемом в пылевидном состоянии. Оказалось, что стоимость топлива на 1 квт·ч на атомной станции больше, но уже близка к стоимости топливной составляющей стоимости 1 квт·ч угольной станции той же мощности на топливе низкого качества.

Можно рассчитывать, что численность персонала, обслуживающего атомный реактор и парогенераторы, будет в 2—3 раза меньше числа работающих в котельной и на вспомогательных сооружениях угольной станции той же мощности.

Расход энергии на собственные нужды на атомной электростанции этого типа также ниже, чем на угольной.

Эти благоприятные обстоятельства улучшают технические и эксплуатационные данные атомной электростанции и облегчают ее эксплуатацию, компенсируя необходимость установки оборудования для удаления и хранения использованных радиоактивных тепловыделяющих элементов, радиоактивных газов и сбросных вод.

Сравнение количества оборудования, материалов и некоторых работ, необходимых для сооружения угольной электростанции мощностью 100 000 квт, и атомной электростанции с реакторами описанного типа, показывает, что материальные затраты для строительства электростанции по своей структуре существенно изменяются и более благоприятны для атомной электростанции.

В таблице 2 приведены сравнительные данные (вес машин, механизмов, металлоконструк-

Таблица 2. Сравнительные показатели атомной и угольной электростанций мощностью по 100 000 квт

Показатели	Единица измерения	Угольная электростанция	Атомная электростанция
Вес машин и механизмов	т	2 700	700
Вес металлоконструкций	"	1 250	900
Вес трубопроводов и арматуры	"	300	200
Вес обмуровки и кладки (для атомной электростанции — графитовая кладка)	"	1 500	500
Вес механизмов топливного склада	"	2 500	—
Вес подвижного состава	"	300	—
Объем бетонных и железобетонных работ . . .	м ³	4 000	9 000
Объем зданий (без турбинного зала и электрических устройств)	"	75 000	50 000
Площадь застройки . . .	га	15	5
Расход мощности на собственные нужды	квт	8 000	5 000

ций, объем железобетонных работ и др.) по одному из вариантов атомной электростанции мощностью 100 000 *квт* и угольной электростанции той же мощности. Данные, относящиеся к турбинному отделению и электротехническим устройствам, в таблице не приведены, ввиду того что они одинаковы для обоих типов станций.

Из таблицы видно, что материальные затраты на сооружение атомной электростанции по ряду показателей меньше, чем для угольной, вследствие отсутствия на ней больших топливных складов, системы подачи топлива, углеразмольных мельниц, золоудаления и других громоздких сооружений, характерных для угольных электростанций.

На рис. 27 и 28 показаны атомная и угольная электростанции мощностью по 100 000 *квт*.

Угольная станция оборудована двумя паровыми котлами производительностью каждый 200—240 *т* пара в час и двумя паровыми турбинами конденсационного типа по 50 000 *квт* каждая с давлением пара 30—35 *ат*. Парогенераторы атомной станции рассчитаны на эти же параметры пара.

Сопоставление размеров зданий таких двух электростанций показывает, что атомная станция более компактна.

Сравнение возможных характеристик атомной и угольной электростанций мощностью по 100 000 *квт* указывает на осуществимость и перспективность атомных станций, аналогичных первой промышленной атомной электростанции СССР, а отвод тепла из атомных реакторов при помощи воды под давлением становится обоснованным техническим решением, которое может быть широко использовано в атомной энергетике.

В зависимости от местных условий (стоимость электроэнергии в данном районе, величина затрат на изготовление обогащенного урана и добычу природного урана) устройство атомной электростанций может варьироваться с целью получения лучших экономических показателей по стоимости 1 *квт·ч* и величине расходов на строительство станции.

Анализ амортизационных расходов, входящих в стоимость 1 *квт·ч* электроэнергии, приводит к выводу, что эти расходы для будущих атомных электростанций большой мощности не будут существенно отличаться от амортизационных расходов соответствующей по мощности угольной станции.

Полная стоимость 1 *квт·ч* электроэнергии, вырабатываемой на усовершенствованной мощной атомной электростанции того или иного типа, будет ненамного превышать стоимости электроэнергии, вырабатываемой на хорошей угольной электростанции.

Атомная электростанция уже сейчас более экономична по сравнению с угольной станцией, находящейся далеко от района добычи угля или работающей на низкосортном топливе. Это открывает перспективу использования атомных электростанций для удовлетворения возрастающих потребностей в электроэнергии как промышленности, так и сельского хозяйства. Атомная электростанция может быть также использована и для теплофикации городов.

В СССР в настоящее время проектируются атомные электростанции разных типов мощностью 50—100 тыс. *квт* и более, в том числе станция рассмотренного выше типа. Экономические расчеты показывают возможность выработки электроэнергии на таких станциях стоимостью в пределах 10—20 коп. за киловатт-час.

ПУТИ РАЗВИТИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Не только в такой большой и быстро развивающейся стране, как СССР, но и во многих других странах, больших и малых, уже в настоящее время существуют условия, делающие выгодным в определенных районах, удаленных от других источников энергии, строительство атомных электростанций.

Однако не следует считать, что дальнейшие атомные электростанции должны строиться исключительно по образцу первой атомной электростанции СССР. Первая станция была построена с применением наиболее освоенных методов и материалов и показала, что и этот путь способен дать экономически эффективные решения. Но в настоящее время мы находимся еще на заре развития атомной энергетике, и поэтому перед нами стоит задача обследовать различные пути создания атомных энергетических установок, основанных на различных реакторах.

С физической точки зрения следует классифицировать возможные реакторы прежде всего по спектру энергии нейтронов, существенно участвующих в делении урана или другого делящегося вещества. В этом отношении следует различать реакторы на тепловых, промежуточных и быстрых нейтронах. В реакторах на тепловых и промежуточных нейтронах обязательно имеется замедлитель нейтронов — это второй признак для классификации реакторов по веществу, принятому в качестве замедлителя. Делящееся вещество может быть распределено в замедлителе равномерно или блоками. Это позволяет подразделять реакторы на гетерогенные и гомогенные. Дальнейшее уточнение типа реактора диктуется выбором теплоносителя и, наконец, конструктивными особенностями реактора.