

ментов не было обнаружено значительных слоев накипи. А во втором контуре был введен режим фосфатирования котловой воды, так как уже в первые месяцы работы трубки испарителей покрылись толстым слоем отложений. Тогда же на основании осмотров состояния графитовой кладки были выбраны нормы содержания примесей в инертном реакторном газе.

Развитие экспериментальной базы на Первой АЭС. В проект реактора Первой АЭС были включены тепловая колонна, нейтронные пучки, каналы для облучения материалов, а в проект здания было заложено несколько резервных защищенных боксов, которые предназначались для научно-исследовательских работ.

Первыми экспериментами коллектива атомной электростанции были попытки повысить коэффициент полезного действия станции. Это можно было сделать и в рамках освоенной конструкции, если поднять температуру воды на выходе из реактора.

Для этого достаточно было, чтобы вода в каналах реактора начинала кипеть, и на выходе из твэлов была паро-водяная смесь. Если при этом удалось бы обеспечить надежное охлаждение каналов и устойчивую работу реактора, то температуру можно было бы поднять до 309°C при давлении 100 атм. , а за счет лучшей теплопередачи — еще и удельное тепловыделение активной зоны.

Первая проблема — надежное охлаждение твэлов — была решена после предварительных исследований на обогреваемых трубках теплового стенда.

Для улучшения гидродинамических характеристик тракта каналов она потребовала установки дроссельных шайб на входе в твэлы. Вторую задачу можно было решить только при непосредственном эксперименте на реакторе.

В сентябре 1956 г. в реакторе был установлен опытный канал для вывода его на режим кипения. Канал подключили к контуру по специально разработанной схеме, оснастили термопарами, измеряющими температуру в различных точках твэла, канала и контура, датчиками расхода и давления.

На выходе из канала был установлен сепаратор для разделения пара и воды. Активность пара измерялась детекторами.

Эксперименты с кипящим каналом показали, что при паросодержании до 20% канал работает устойчиво и его живучесть не ухудшается, что колебаний мощности реактора при замене части воды паром в активной зоне не возникает и поте-

ря в запасе топлива при этом невелика, а активность пара на выходе из сепаратора позволяет подавать его непосредственно на турбину.

Эти выводы оказались чрезвычайно важными, так как они подтверждали правильность выбранных идей в осуществлении проекта реактора, в котором пар после сепаратора можно было бы еще раз направить в топливные каналы для перегрева его до высоких температур.

Работам в этом направлении, обеспечившим в широком объеме проведение реакторных испытаний твэлов, изучение стационарных и переходных режимов, отработку методик пуска и остановки, изучение химии воды и еще многих и многих вопросов, возникавших при проектировании и освоении двух первых блоков Белоярской атомной электростанции им. И. В. Курчатова, была посвящена значительная доля усилий коллектива Первой АЭС. Начиная с 1957 г. реактор все больше стал использоваться для исследовательских работ.

Оценивая многолетний опыт эксплуатации реакторной установки Первой АЭС, прежде всего следует отметить, что сама конструкция реактора позволила развернуть экспериментальные работы. Канальный реактор с индивидуальным подводом теплоносителя к каждой ячейке дает возможность организовать испытания практически в любой зоне кладки. Это обеспечивает одновременное испытание многих каналов в заданном режиме при одной и той же мощности реактора, так как свобода перемещения опытного канала по кладке в пределах коэффициента неравномерности нейтронного потока позволяет варьировать его мощность. Достаточно большие размеры активной зоны дают возможность испытывать большие по размерам образцы твэлов и материалов. Размещение экспериментального канала в графитовой кладке, имеющей высокую температуру, позволяет упростить его конструкцию, так как в подавляющем большинстве случаев отпадает необходимость в теплоизоляции рабочей зоны канала от низкотемпературного теплоносителя.

Изучение поведения материалов при температурах от 500 до 800°C можно проводить, размещая образцы непосредственно в кладке, без применения нагревательных или теплоизолирующих устройств. Регулировка температуры в этом случае обеспечивается перемещением образца по высоте или радиусу активной зоны.

Испытание новых композиций делящихся материалов при параметрах, близких к параметрам Первой АЭС, а также массовые испытания

на выгорание для трубчатых твэлов проводятся при подключении экспериментального канала к первому контуру станции. Это возможно, потому что даже при аварии с трубчатым твэлом продукты деления не могут попасть в контур теплоносителя. И, кроме того, выяснилось, что ячейка кладки достаточно надежно локализует твердые продукты деления при аварийном разрыве экспериментального канала. Газообразные продукты деления и пары попадающего в кладку теплоносителя не вызывают значительного повышения давления в герметичном корпусе реактора, так как паро-газовая смесь через систему гидрозатворов автоматически сбрасывается в устройство локализации аварии. Ячейка после извлечения аварийного канала может быть очищена и промыта.

Реактор Первой АЭС имеет сравнительно невысокую плотность потока тепловых нейтронов — $5 \cdot 10^{13}$ нейтрон/(см²·сек) — при кадмиевом отношении в активной зоне ~ 5 . Несмотря на это, на нем проводят испытания твэлов для ряда энергетических установок до проектных глубин выгорания.

Развертывание экспериментальной работы привело к необходимости несколько изменить конструкцию реактора и отдельных систем станции. Чтобы высвободить ячейки реактора под петлевые каналы, пришлось увеличить обогащение до 6,5% по урану-235. Экспериментальные режимы работы реактора со значительным числом испытываемых каналов требовали более частых остановок. Они связаны с тем, что в той или иной петле эксперимент заканчивался или, наоборот, начинался, с тем, что полученные результаты требовали внесения корректив в схемы и т. д.

Перегрузка реактора Первой АЭС достаточно проста и не требует больших затрат времени. Поэтому выгодно оказалось проводить небольшие частичные перегрузки и иметь сравнительно маленький запас топлива, обеспечивающий постоянный режим работы в течение одного-двух месяцев на различных уровнях мощности. А это, в свою очередь, позволило уменьшить количество стержней системы управления и, с одной стороны, обеспечило высвобождение ячеек в активной зоне, с другой — уменьшило непроизводительный захват нейтронов в реакторе. Количество ячеек, занятых различными экспериментальными устройствами, удалось довести до сорока.

Для проведения испытаний полномасштабных каналов ряда энергетических установок диаметры двух ячеек были увеличены с 65 до 88 мм и еще двух — до 110 мм.

В различные годы на Первой АЭС были созданы и пущены в работу следующие экспериментальные петли:

- одноконтурная пароперегревательная петля;
- двухконтурная пароперегревательная петля;
- водяная петля высокого давления;
- петля с естественной циркуляцией некипящего теплоносителя;
- петля с естественной циркуляцией кипящего теплоносителя;
- газовая петля;
- две петли для испытания каналов с термоэмиссионными преобразователями;
- петля для проведения водно-химических исследований;
- вакуумная петля для материаловедческих исследований;
- две петли с органическими теплоносителями;
- водяная низкотемпературная петля для ампульных испытаний.

Каждая экспериментальная петля предназначена для подключения одного или нескольких каналов с исследуемыми твэлами или ампулами с делящимися и конструкционными материалами. Она имеет автономный контур, включенное в него оборудование принципиально повторяет соответствующие первые контуры реакторов, для которых проводится экспериментальная работа. Петлевые устройства имеют свой пульт управления с приборами, контролирующими работу петли, и органы управления для поддержания определенного режима исследований. При этом контрольная аппаратура петли может изобиловать лабораторными приборами, и она, безусловно, большего объема, чем штатная аппаратура контура. Из этого следует, что петля — это довольно сложное экспериментальное устройство, позволяющее получить данные по живучести твэлов в условиях, максимально приближенных к реальным, а также данные по отработке различных режимов. Некоторые петлевые устройства, результаты работы на которых нашли свое отражение в действующих ныне реакторах, описаны ниже.

Для первых экспериментов по перегреву пара в топливных каналах реактора была смонтирована одноконтурная пароперегревательная петля (рис. 1). Принцип работы ее на стационарном режиме заключался в следующем. Циркуляционный насос подает воду через регенеративный теплообменник на два испарительных канала, установленных в реакторе. Вода в теплообменнике подогревается паром почти до температуры насыщения при рабочем давлении около 90 атм. В ис-

парительных каналах вода закипает и паро-водяная эмульсия из каналов подается на сепаратор, где разделяется на воду и пар. Вода из сепаратора, охладившись в теплообменнике, возвращается на всас циркуляционного насоса. Пар из сепаратора подается на пароперегревательный канал, где происходит его перегрев до температуры 370°C . После этого пар охлаждается и конденсируется в регенеративном теплообменнике и холодильнике и сбрасывается в дренаж. В качестве испарительных каналов были установлены обычные рабочие каналы станции, в качестве пароперегревательного был выбран канал такой же конструкции, но с обогащением 2% по урану-235.

На этой установке в 1957 г. впервые в мире был осуществлен так называемый ядерный перегрев пара. Так как петля в миниатюре воспроизводила схему атомной электростанции с непосредственной подачей пара на турбогенератор, то положительные результаты этих первых экспериментов уже открыли возможность повышения рабочих параметров пара, полученного в петле, и улучшения экономических показателей электростанции.

Надо отметить, что это было настолько впечатляющим и реально близким, что коллективом станции было тогда же подготовлено техническое задание на реконструкцию Первой АЭС с переводом ее на более высокую мощность. Однако к этому времени проектные работы по Белоярской атомной электростанции уже шли полным ходом и было принято решение не останавливать реактор, а, наоборот, широко развернуть исследования по экспериментальным обоснованиям проекта Белоярской АЭС.

В 1957 г. для этих целей была сооружена многоканальная двухконтурная пароперегревательная петля. На этой установке, созданной на основе первой петли, уже должны были не просто получать перегретый пар в реакторе, ей предназначалась роль многоцелевого инструмента для опробования и отработки новых конструкций тепловыделяющих элементов и каналов (испарительных и пароперегревательных), для отладки переходных режимов, в основном связанных с получением и перегревом пара во время пуска реактора, для изучения аварийных ситуаций. На петле изу-

чались водные режимы в обоих контурах; на моделях проточных частей и лопаток турбины исследовались темпы и состав отложений и нарастание активности.

Эта петля до сих пор не утратила своего значения и продолжает успешно эксплуатироваться для решения важных проблем, связанных с совершенствованием реакторов с перегревом пара. За прошедшие годы она подвергалась многочисленным изменениям, связанным с модернизацией технологической схемы и установленного в ней оборудования, с улучшением экспериментальных замеров и с автоматизацией поддержания стабильных режимов. Одни опытные участки заменялись другими, менялись число и конструкции испытываемых каналов. Оставалась постоянной только принципиальная схема петли, приведенная на рис. 2.

Первый контур исследовательской установки, предназначенный для исследований испаритель-

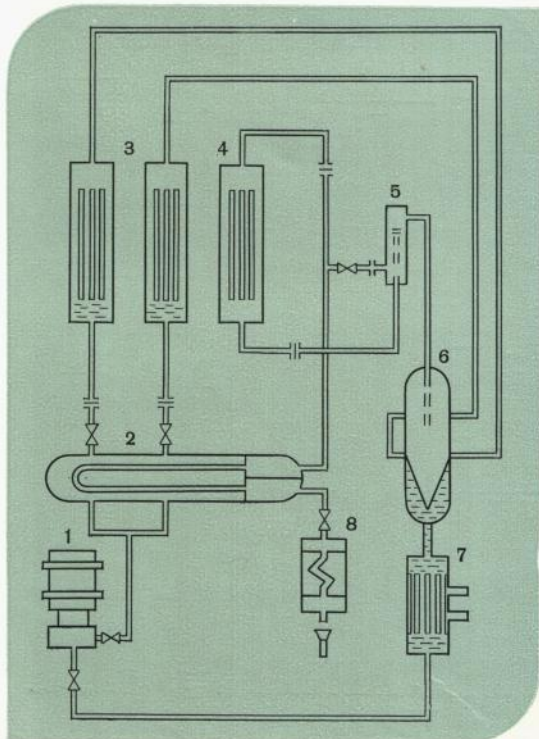


Рис. 1. Схема одноконтурной пароперегревательной петли:

1 — циркуляционный насос; 2 — регенеративный теплообменник;
3 — испарительные каналы; 4 — пароперегревательный канал;
5 — дренажный сепаратор; 6 — сепаратор; 7 — теплообменник;
8 — холодильник на сбросе воды.

ных каналов, работает при давлении 130 атм. Давление в нем создается и поддерживается воздушными компенсаторами объема и подпиточными плунжерными насосами. Циркуляция воды в контуре обеспечивается бессальниковым циркуляционным насосом. На вход в испарительные каналы вода поступает с температурой 270—290° С, а из каналов выходит паро-водяная смесь с температурой 330° С и паросодержанием до 30%. После каналов теплоноситель первого контура проходит испарители, где происходит передача тепла во второй контур, и через дополнительный холодильник, служащий для регулировки температур, поступает на всас насоса. В контур можно одновременно включить до 10 экспериментальных каналов, расход воды в каждом из них регулируется индивидуально.

Второй контур предназначен для одновременного испытания трех пароперегревательных каналов. Подпиточные насосы забирают воду из бака

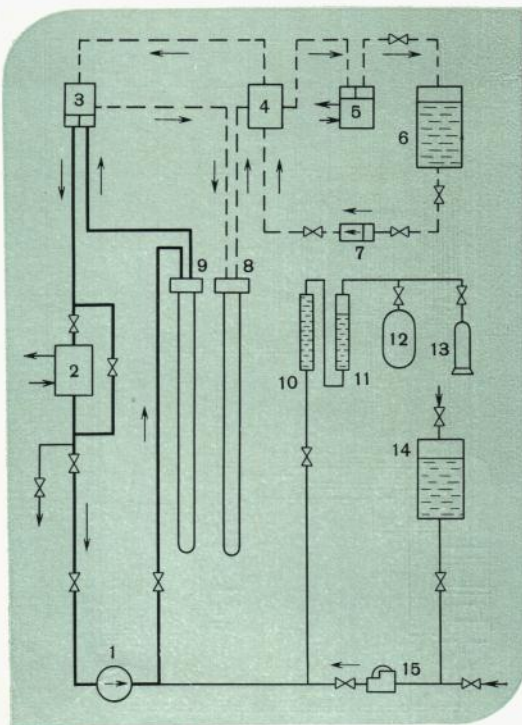
и через регенеративный подогреватель подают ее в испарители. Пар, образующийся в испарителях за счет тепла первого контура, осушается на сепараторах и поступает в пароперегревательные каналы. В каналах петли происходит перегрев пара, который проходит через различные экспериментальные участки, регенератор, холодильник и поступает в конденсатор. Из конденсатора вода сливается вновь в бак подпитки. Давление пара регулируется с помощью дроссельных устройств и поддерживается в пределах 70 атм. Температура перегрева определяется мощностью реактора. На реакторе Первой АЭС была достигнута температура около 500° С.

Управление всей петлей максимально автоматизировано и осуществляется с пульта. Большое внимание уделяется замерам на испытываемых образцах и моделях. Так, температура твэла замеряется одновременно во многих точках, температуры воды и пара замеряются непосредственно в реакторе на входе в активную зону и на выходе из него. Тщательно откалиброванными устройствами регистрируется расход теплоносителя, проходящего через канал.

Испытания новой топливной композиции начинаются, как правило, с канала с одним твэлом. Его заключают в дополнительную защитную оболочку, позволяющую в случае разрушения твэла локализовать последствия аварии непосредственно в экспериментальном канале. После получения на образце проектного выгорания начинаются массовые испытания, когда в реактор ставятся сразу несколько каналов, каждый с увеличенным числом твэлов.

Исследования, проведенные на этой петле, нашли самое широкое отражение в проектах обоих блоков Белоярской АЭС.

В 1958 г. на станции была сооружена петля высокого давления, предназначенная в основном для испытаний топливных композиций и конструкций твэлов водо-водяных реакторов. В то время Физико-энергетический институт проводил разработку транспортабельной атомной электростанции на гусеничных платформах ТЭС-3. Тепловыделяющие элементы для ее реактора прошли испыта-



Р и с. 2. Схема многоканальной двухконтурной пароперегревательной петли:

1 — циркуляционный насос первого контура; 2 — теплообменник; 3 — испаритель; 4 — регенеративный теплообменник; 5 — конденсатор; 6, 14 — бак подпитки; 7 — питательный плунжерный насос; 8 — пароперегревательные каналы; 9 — испарительные каналы; 10—13 — компенсаторы объема; 15 — подпиточный насос первого контура.

ния на этой петле. Конструкция петли достаточно проста (рис. 3). Главное на этой петле состоит в том, что тепловыделяющий элемент любой конструкции для водо-водяного реактора омывается полностью водой. Поэтому при нарушении оболочки твэла сначала газообразные, а затем и твердые продукты деления могут попасть в теплоноситель и разнестись по всему контуру охлаждения. Именно на этот фактор и был сделан главный упор при создании петли. Все ее оборудование, за исключением подпиточных насосов, размещено в герметичных защищенных боксах. Ведется тщательный контроль за уровнем активности выходных трактов каналов; о превышении мощности дозы излучения над фоном, свидетельствующем о появлении повреждений в элементе, автоматические устройства немедленно оповещают оператора. Контроль за состоянием твэлов ведется также путем систематического отбора проб воды и ее анализа на общий уровень активности, на содержание в ней радиоактивного пода, на наличие урана. Так как реактор ТЭС-3 требовал поддержания специфического химического режима воды, этот режим обеспечивался в петле вводом реагентов в бак подпитки, над уровнем воды в котором создавалась инертная атмосфера. Специальные устройства позволяли поддерживать заданное содержание кислорода в воде, pH и другие показатели.

Замер температуры в экспериментальном канале производится с помощью микротермопар, заключенных в оболочку из нержавеющей стали и имеющих герметичные выводы из водных полостей высокого давления. Управление петлей высокого давления полностью автоматизировано и почти не требует вмешательства оператора.

В 1959 г. была смонтирована и пущена в работу петля с естественной циркуляцией теплоносителя за счет разности плотностей нагретой и холодной воды. Петля была создана для изучения гидродинамики кипящей и некипящей воды при нескольких параллельно подключенных каналах. Конструкция рабочих и экспериментальных каналов имеет довольно сложную геометрию для естественной циркуляции, и поэтому условия развития циркуляции и стабильность ее поддержания требовали детального изучения. При выде-

лении тепла в твэле начинает нагреваться контактирующая с ним вода. Она становится легче и устремляется вверх. Если сверху поставить холодильник и замкнуть контур опускной трубой, то возникнет замкнутый контур естественной циркуляции, расход в котором тем больше, чем больше разница в температуре горячей и холодной воды. Первые же испытания показали исключительную надежность этой петли. Отличаясь простотой и малым объемом контура, эта установка позволила впоследствии выполнить большой объем как ампульных испытаний новых топливных композиций, так и исследования полномасштабных твэлов. Регулирование параметров установки при стабильной мощности реактора производится изменением температуры в холодильнике. Это приводит к изменению расхода на экспериментальном участке, а следовательно, и его температуры. Давление в контуре поддерживается подпиточным насосом и газовым компенсатором объема. Контроль

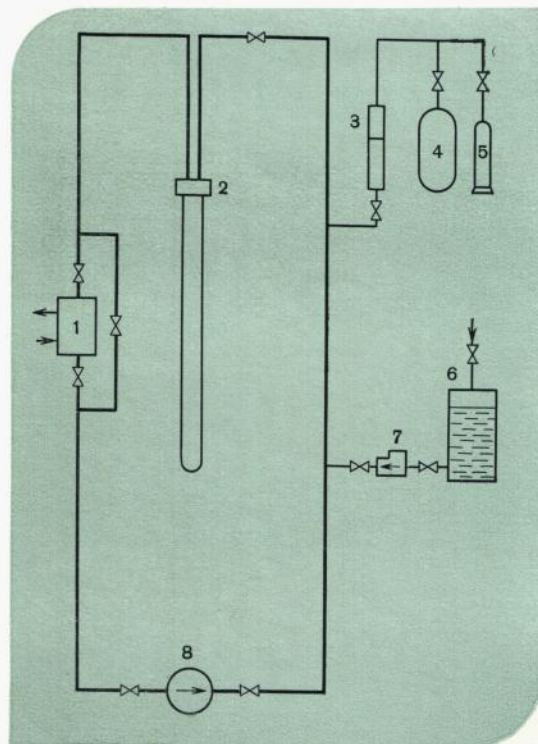


Рис. 3. Схема петли высокого давления:

1 — теплообменник; 2 — экспериментальный канал; 3—5 — компенсаторы объема; 6 — бак подпитки; 7 — подпиточный насос; 8 — циркуляционный насос.

за целостностью твэла обеспечивается замерами активности воды на подъемной ветви.

Дальнейшее развитие этот тип экспериментальных устройств получил в создании каналов-петель. Здесь конструкция устройства еще более упрощена: теплообменник, обеспечивающий охлаждение поднимающейся воды, размещен непосредственно в канале. Таким образом, весь контур циркуляции замкнут в объеме реактора. К каналу подведены охлаждающая вода второго контура и две трубки — одна для заполнения канала и поддержания давления теплоносителя, другая для отбора проб из полости канала и контроля за целостностью твэлов. Параметры по-прежнему регулируемы. Температурный контроль за твэлом и в том, и в другом случае обеспечивается с помощью герметичных микротермопар. Исследования на контурах и устройствах с естественной циркуляцией на реакторе Первой АЭС проводились и проводятся для обоснования и дальнейшего совершенствования

двух типов электростанций: Билибинской АТЭЦ и установки малой энергетики типа «Север». Оба эти проекта, научное руководство которыми осуществляет Физико-энергетический институт, явились в некотором смысле отступлением от освоенного реакторного перегрева пара. Но если учесть, что эти станции создаются для районов, лежащих за Северным полярным кругом, где решающее значение имеет надежность и еще раз надежность, то переход к умеренным параметрам при безотказной и не зависящей от посторонних источников электроэнергии системе циркуляции становится понятным. Тем более, что и при пониженных параметрах себестоимость вырабатываемой электроэнергии на этих АЭС значительно ниже, чем на станциях с органическим топливом.

По установкам «Север» объем работ, проводимых на реакторе Первой АЭС, сводится к испытанию твэлов. Более значительное развитие получили исследования по обоснованию Билибинской АТЭЦ. Реакторы этой станции во многом напоминают реактор Первой АЭС, конструкции каналов и твэлов также принципиально схожи. Поэтому вопросы живучести твэлов не были определяющими в постановке экспериментальной проверки. Значительно больший интерес вызывали возможности и надежность контура естественной циркуляции при нестационарных режимах, включая всевозможные аварийные ситуации. Для исследования этих вопросов была создана в 1967 г. петля с естественной циркуляцией кипящего теплоносителя при проектных параметрах Билибинской АТЭЦ. Для максимального приближения условий эксперимента к натурным в кладке реактора были рассверлены две ячейки и в них установлены полномасштабные макеты каналов.

Кипящая вода из экспериментальных каналов (рис. 4) поднимается в барабан-сепаратор, где происходит отделение пара от воды. Насыщенный пар при давлении 55–60 атм подается на турбину. В пусковой период, а также при аварийной остановке турбины или реактора пар может подаваться через дроссельно-увлажнительную установку непосредственно в конденсатор турбины. Конденсат сливается в бак подпитки. Плунижерный подпиточный насос забирает воду из бака и через подогреватели или минуя их подает воду

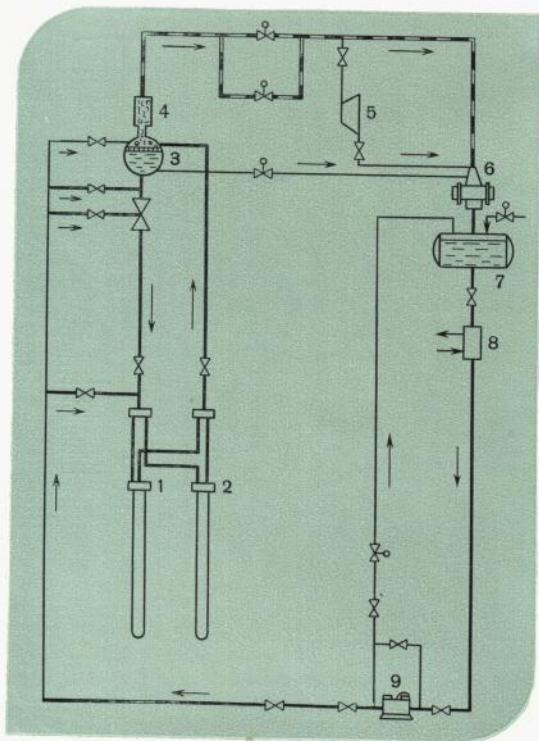


Рис. 4. Схема петли с естественной циркуляцией кипящего теплоносителя:

1, 2 — экспериментальные каналы; 3, 4 — барабан-сепаратор; 5 — турбина; 6 — конденсатор с дроссельно-увлажнительной головкой; 7 — бак подпитки; 8 — холодильник; 9 — питательный плунжерный насос.

на восполнение уровня в барабан (можно подавать и в разгонную трубу-эжектор, установленную на опускном трубопроводе). Вода из барабана-сепаратора по трубопроводу поступает на вход в рабочие каналы и по центральной опускной трубке доходит до их нижних хвостовиков, а оттуда идет по трубкам твэлов, замыкая контур естественной циркуляции.

Давление в контуре поддерживается дроссельными устройствами, установленными на паровой линии, отходящей от сепаратора. При работе петли в кипящем режиме активную нагрузку по обеспечению поддержания параметров несет только один подпиточный насос, кратковременная остановка которого не приводит к возникновению аварийной ситуации. Наличие резервного насоса делает эту петлевую установку исключительно надежной в работе. Перед подъемом мощности реактора весь контур петли, в том числе и барабан-сепаратор, полностью заполняется водой. Давление создается подпиточными насосами. Прогрев петли и сьем тепла с каналов в пусковой период обеспечиваются естественной циркуляцией некипящего теплоносителя, количество снимаемого тепла минимально. После прогрева контура до температуры насыщения вода закипает и в барабане начинает образовываться паровая подушка. Уровень воды в сепараторе опускается до рабочего, устанавливаются расходы пара и подпиточной воды, после чего подпиточный насос переводится на автоматическое управление. Фактически вмешательство оператора в работу петлевой установки больше не требуется.

Как и другие экспериментальные устройства, эта петля имеет весь необходимый набор теплотехнических замеров, включая внутриреакторные замеры температуры твэлов. Для точной калибровки каналов по мощности имеется возможность работы в петле на некипящем режиме, когда охлаждение на больших уровнях мощности обеспечивается интенсивной подпиткой и продувкой барабана-сепаратора.

Говоря о водяных петлях реактора Первой АЭС, необходимо кратко остановиться на петле для химических исследований. Эта петля имеет два совершенно одинаковых контура с трубопроводами, арматурой и теплообменниками, но изготовленные из различных материалов. Один контур выполнен из углеродистой стали, другой — из нержавеющей. Наличие двух контуров позволяет получить сравнительные результаты химических исследований, выполненных в идентичных условиях. Петля оборудована несколькими экспе-

риментальными участками, в которых поддерживается разная температура. В эти участки устанавливается набор образцов из различных материалов, которые исследуются затем в лабораторных условиях.

Петля полностью автоматизирована и в стационарном режиме не требует вмешательства оперативного персонала. На ней изучалось влияние водного режима на поведение сталей различного класса, определялись скорости коррозии и накопление продуктов коррозии в реальных реакторных условиях. Были проведены работы по исследованию влияния растворов борной кислоты на сталь, изучались условия вывода ее из теплоносителя.

Как видно, круг проведенных за 20 лет на Первой АЭС исследований по развитию и совершенствованию реакторов, охлаждаемых водой, весьма широк. Выполненные на станции работы послужили хорошей экспериментальной базой для разработки проекта двух первых блоков Белоярской АЭС.

Широкий круг исследований по развитию и устойчивости естественной циркуляции кипящей воды в трубчатых твэлах вылился в огромную экспериментальную работу сначала по подготовке технического задания, а затем и по обоснованию проекта Билибинской АТЭЦ. В значительной мере усилиями коллектива Первой АЭС был проведен большой комплекс работ по научному руководству и инженерному надзору при строительстве первой в Советском Союзе транспортабельной атомной электростанции ТЭС-3. Эта станция мощностью 1,5 Мвт на гусеничных самоходах, головной образец которой смонтирован рядом со зданием Первой АЭС, обслуживалась ее рабочими и инженерами.

В последние годы во всем мире энергетики уделяют большое внимание получению электрической энергии непосредственно из тепла без использования машин с движущимися частями (турбогенераторов). Из области теоретических исследований сейчас эта задача перешла в область техники и все чаще и чаще начинает входить в рамки практических конструкций. Развитие идет по трем наиболее хорошо изученным направлениям: магнитогидродинамические преобразователи — МГД-генераторы; термоэлектрические преобразователи — полупроводниковые генераторы; термоэмиссионные преобразователи — ТЭП.

Для изучения электротехнических и теплотехнических характеристик преобразователей и для отработки их конструкций были созданы две

близкие по технологической схеме петли непосредственного преобразования (рис. 5). Охлаждаемый водой канал преобразователя помещается в петлевой канал. Сам преобразователь представляет собой катодно-анодный элемент. Его катод — это тепловыделяющий элемент из различных соединений урана, заключенных в оболочку из тугоплавких материалов. Катод окружен цилиндрическим анодом, отделенным от него небольшим зазором, заполненным парами цезия. Температура катода регулируется мощностью реактора, температура анода меняется подбором давления и состава газа в отделяющем анод от рубашки водяного охлаждения газовом зазоре. Петлевой канал оборудован замкнутой вакуумной системой, служащей для откачки зазора катод — анод. Откачка межэлектродного зазора производится через клапан, размещенный непосредственно в канале, управление им осуществляется дистанционно с пульта. Наличие клапана позволяет исследовать влияние продуктов деления на работу преобразова-

теля и проследить за их выходом из катода. Контроль обеспечивается с помощью детекторов γ -активности, расположенных в различных точках вакуумного контура, а также более корректно — по выходу продуктов деления, например изотопов криптона. Вакуум в контуре поддерживается форвакуумным и масляными диффузионными насосами. Выхлоп из форвакуумного насоса производится в предварительно отвакуумированный ресивер выдержки. Ресивер оборудован фильтрами на входе и выходе и откачивается в систему специализированных станций.

Для подачи цезия в зазор катод — анод в нижней части канала имеется цезиевый термостат. Давление в нем регулируется с помощью электронагревателя, позволяющего менять температуру цезия. Температура катода измеряется с помощью вольфрам-рениевой термопары, температуры анода, термостата и других деталей канала — с помощью хромель-алюмелевых термопар. Изменение температур деталей, частичное выравнивание поля температур по преобразователю может проводиться с помощью системы электронагревателей, размещенных в канале.

Управление работой петли сосредоточено на петлевом пульте, где находятся приборы контроля за теплотехническими, вакуумными и электротехническими параметрами установки. Для исследования характеристик работы самого преобразователя на пульте имеются система нагрузочных сопротивлений и специально разработанные лабораторные приборы.

12 мая 1961 г. впервые в Советском Союзе на Первой АЭС был получен ток от термоэмиссионного преобразователя. За прошедшие годы было испытано большое количество каналов, в которых размещались одно-, трех- и пятиэлементные каналы преобразователей. При этом исследовались различные варианты материалов катодов: твердые растворы карбидов урана и циркония без оболочек и в оболочках из карбида ниобия, двуокиси урана в молибденовых оболочках. В процессе испытаний была установлена высокая стабильность работы преобразователей. Результаты петлевых реакторных экспериментов были использованы при проектировании и пуске реактора-преобразователя «Топаз».

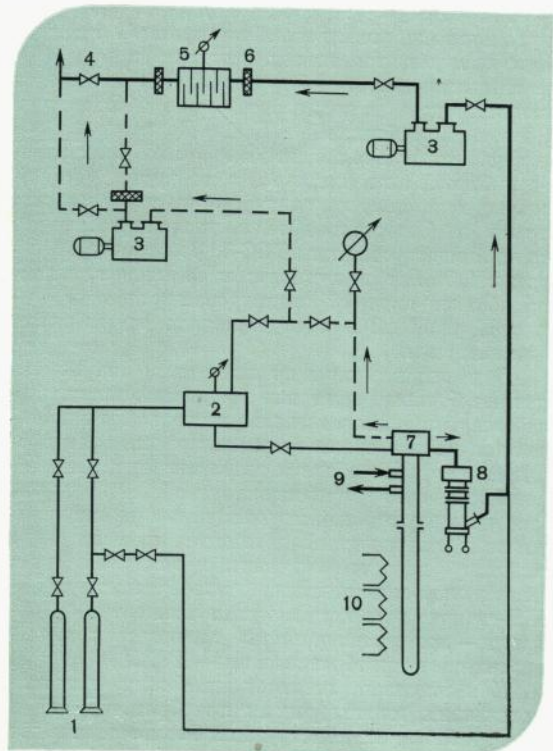


Рис. 5. Схема петли непосредственного преобразования:

1 — газовая система петли; 2 — смеситель газов; 3 — форвакуумный насос; 4 — технологическая вентиляция; 5 — ресивер выдержки; 6 — фильтр; 7 — экспериментальный канал; 8 — диффузионный вакуумный насос; 9 — охлаждение канала; 10 — электронагреватель канала.

Эксплуатация станции. Огромный объем исследований работы, проведенный на Первой АЭС, мог быть выполнен только при условии надежной работы самой станции. За эти годы ее единственный раз останавливали для капитального ремонта. Этот ремонт, проведенный в 1971 г., был совмещен с детальным обследованием технического состояния реактора, металлоконструкций, узлов и оборудования. Одновременно была проведена частичная реконструкция экспериментальных петель и устройств. Все остальные годы, несмотря на значительную экспериментальную нагрузку (число одновременно испытываемых устройств в реакторе доходило до 42), станция работала в различных режимах мощности около 60—70% календарного времени. Эти результаты говорят о том, что станция, которая сама по себе практически не претерпела изменений, была спроектирована удачно.

Опыт двадцатилетней работы высокотемпературного уран-графитового реактора и систем его обслуживания несомненно представляет большой интерес для ученых и конструкторов, работающих в области атомной энергетики. За прошедшие годы реактор прошел всесторонние испытания, проработав при всех допустимых режимах, и зарекомендовал себя с самой лучшей стороны. Надежность эксплуатации реактора в первую очередь обусловлена надежностью работы твэлов и всей конструкции рабочего канала. Так, за эти 20 лет ни один из многих тысяч работавших в реакторе твэлов не вышел из строя, если соблюдались условия их эксплуатации. Более того, на том же количестве топлива длительное время частичные перегрузки обеспечивали работу реактора (в 2—2,5 раза больше проектного). На отдельных каналах была достигнута глубина выгорания 32%, а время их работы превысило 40 000 ч. Таким образом, создание конструкции и разработка технологии изготовления трубчатого твэла дисперсионного типа из сплава урана с молибденом с надежным тепловым, вплоть до диффузионного, контактом с оболочкой из нержавеющей стали — одно из важных достижений создателей Первой АЭС.

На станции надежно работают устройства, обеспечивающие локализацию аварии с твэлом. В реакторе происходили разрушения твэлов, но во всех случаях охлаждающий контур оставался чистым, а аварию удавалось локализовать в пределах кладки и замкнутых газовых систем. Отключающее устройство на входе в каналы и обратный клапан на выходе при разрыве твэла срабаты-

вают и резко снижают расход воды и, следовательно, утечку ее в кладку реактора.

Высокую работоспособность реактора обеспечивает удовлетворительное состояние графитовой кладки. Графит реактора Первой АЭС работает при высокой температуре, в отдельных зонах кладки она достигала во время экспериментов 800° С. Средняя температура графита менялась в пределах 650—700° С. В атмосфере воздуха графит при таких температурах окисляется. Чтобы избежать окисления, кладку заполняют инертным газом. Проектом предусматривалось использование гелия для создания защитной атмосферы в реакторе. Применение гелия было обосновано его высокой теплопроводностью. Однако высокая стоимость гелия заставила пойти на поиски других решений. В результате исследований и расчетов был выбран азот. И фактически все годы графитовая кладка эксплуатировалась в азотной среде.

Перед выходом реактора на мощность его корпус вакуумируют и затем заполняют азотом с небольшим избыточным давлением. Азот перед подачей его в реактор предварительно осушают и очищают от примесей кислорода в медно-силикагельных печах. Химический состав газа в реакторе постоянно контролируют на содержание кислорода, водорода и углекислого газа. Этот контроль косвенно позволяет обнаружить небольшие утечки воды из каналов в кладку, так как при ее появлении в газе увеличивается содержание водорода и углекислого газа. Пары воды под действием излучения разлагаются на атомарный кислород и водород. Кислород немедленно вступает в реакцию с углеродом, что и приводит к увеличению содержания углекислого газа.

Контроль за состоянием ячеек в графитовой кладке ведется визуальным осмотром с помощью перископа. При этом удается оценить внешний вид и состояние поверхности ячейки, определить, окислена она или нет, осмотреть состояние замковых соединений на стыках между блоками кладки, при наличии трещин в блоках проследить характер их развития. Осмотры с перископом дают качественную картину состояния кладки. Количественные результаты получают при замерах диаметра ячейки дистанционными инструментами. Применяемый на станции измеритель обеспечивает непрерывную запись на ленту самописца изменения диаметра ячейки по высоте.

В 1971 г. во время капитального ремонта реактор впервые был полностью разгружен и представилась возможность комплексного одновременного изучения состояния всей кладки. Все ячейки

были осмотрены и диаметры их измерены. Для изучения физико-химических свойств из различных точек реактора были отобраны образцы графита (отбор проводился с помощью специального инструмента).

В результате проделанной работы был обобщен многолетний опыт эксплуатации высокотемпературной графитовой кладки реактора в натурных условиях АЭС, где не всегда удавалось поддерживать необходимый химический состав защитной атмосферы реакторного газа и где, особенно в первый год работы, наблюдалось повышенное содержание паров воды. Данные этого обследования позволяют сделать вывод о доказанной возможности двадцатилетней эксплуатации графитовых кладок при температурах до 700° С.

Корпус реактора изготовлен из углеродистой стали и покрыт цинком. Через вентиляционную проходку в баках водяной защиты удалось частично осмотреть и оценить его состояние. На осммотренном участке не было выявлено следов коррозии, покрытие сохранилось, сцепление его с основным металлом прочное. Результаты осмотра позволяют надеяться, что работоспособность этой конструкции реактора не вызывает сомнений.

Изготовление баков водяной защиты из тонкой углеродистой стали было достаточно смелым конструкторским решением. Сейчас можно считать его оправданным. За 17 лет работы максимальная глубина коррозионных проявлений, наблюдаемая в зоне колебаний уровня воды в баках, не превышает 10% толщины металла. Будь она вдвое больше, и тогда это не привело бы к выходу из строя конструкции, так как эксплуатация современных станций рассчитывается на срок не более чем 30 лет.

Хорошо известно, что слабым местом АЭС являются трубы первого контура малых диаметров. Имеются в виду различные линии к датчикам, линии, по которым сливается вода и удаляется воздух из контура. На реакторе Первой АЭС имеется очень разветвленная система разводящих трубок к рабочим каналам. При этом они в основном смонтированы так, что извлечь их без демонтажа верха реактора не представляется возможным. Кроме того, в тех же недоступных для ремонта местах располагаются разъемные соединения, число которых на один рабочий канал только в реакторе более 10. Вполне естественно, что первыми дефектами, выявленными при эксплуатации реактора, были течи на трактах. Сначала они возникали в разъемных соединениях. Позднее стали появляться и коррозионные трещины. По

проекту входные тракты частично были зарезервированы, выходные удавалось заменить перемычками, проходящими по верху реактора.

Количество вышедших из строя трактов росло, перемычки закрыли верх реактора и стали затруднять нормальную эксплуатацию. Накапливались и другие дефекты: течи по индивидуальным газовым линиям на реакторе, течи в системе охлаждения бокового отражателя. Эти причины и вызвали через 17 лет эксплуатации капитальный ремонт станции.

Во время ремонта была полностью заменена разводка трактов первого контура на реакторе, по мере возможности разъемные соединения заменены сварными. Длина газовых импульсных линий была значительно сокращена в результате полной реконструкции газовой системы реактора. Узел охлаждения бокового отражателя восстановить не удалось, так как дефект проявился в подреакторном пространстве, где из-за высокого уровня радиоактивности невозможно было проведение ремонтных работ.

Характер возникновения и развития аварии на этой системе позволяет сделать предположение, что причиной было нарушение целостности одного из разъемных соединений. Не говоря уже о нежелательности их размещения в недоступных местах, приходится сожалеть и о том, что один из вариантов проекта этой системы, который предполагал индивидуальную разводку воды к трубам охлаждения, был признан неудачным. Реализация этого варианта обеспечила бы вывод из работы в случае появления аналогичного дефекта отдельного участка, а не всей системы полностью. Выход из строя системы охлаждения бокового отражателя вызвал рост температуры корпуса и графита отражателя. Температура графита в активной зоне при этом почти не изменилась, что позволило продолжить эксплуатацию реактора.

Детальное обследование магистральных трубопроводов первого контура, да и весь опыт работы с ними, подтверждают их высокую надежность. Несмотря на значительную разветвленность, обусловленную большим количеством парогенераторов и циркуляционных насосов, ни на одном из трубопроводов не были выявлены дефекты. За годы эксплуатации на трубопроводах больших диаметров наблюдались отдельные течи в сварных стыках, что вполне объясняется несовершенностью методов контроля, использовавшегося 20 лет назад. Современные методы наблюдения за монтажом обеспечивают его более высокое качество.

Опыт работы теплообменной аппаратуры, парогенераторов и холодильников говорит о их высокой надежности. Отдельные дефекты, выявившиеся в испарителях парогенераторов в первые годы эксплуатации, удалось устранить, и с тех пор испарители работают надежно. Средний ресурс работы пароперегревателей равен 15000—30000 ч. После этого срока при их осмотре и гидравлической прессовке обнаруживаются отдельные течи, которые, однако, довольно быстро прогрессируют, что приводит к необходимости отключения парогенератора. Ремонт пароперегревателей на станции освоен, разработана его детальная технология, имеются соответствующая оснастка и инструмент. Во время ремонта производится полная смена теплообменных труб в аппарате. И хотя эти работы проводятся за сравнительно небольшой срок, резерв по теплообменной аппаратуре, заложенный уже при проектировании станции, позволяет вести эти ремонтные работы без остановки станции. Сравнительно небольшие увеличения капитальных затрат, обеспечивающие полноценный резерв по одной из секций теплообменной аппаратуры, на любой АЭС достаточно быстро окупаются.

Одна из сложнейших конструкций, спроектированных для Первой атомной электростанции, — главные циркуляционные насосы первого контура. Эти насосы сальникового типа имели гидравлическое уплотнение, которое обеспечивало при всех режимах работы насоса подачу чистой воды в контур (через сальниковое уплотнение) и тем самым препятствовало выходу радиоактивной воды из первого контура. Громоздкая система, автоматически поддерживающая перепад давления для гидравлического уплотнения вала, требовала постоянного квалифицированного надзора, подготовка и пуск насоса были одними из труднейших операций. Отказ в работе системы уплотнения приводил к заклиниванию и остановке насоса, а это обязывало все время держать в работе резервные насосы уплотнительного контура. Постоянная подпитка контура через сальниковые уплотнения требовала и постоянной сдувки воды из контура, что вызывало дополнительные расходы на очистку сбрасываемой воды. Насосы имели громоздкий электропривод с регулированием числа оборотов.

С 1963 г. на станции работает бессальниковый главный циркуляционный насос вертикального исполнения с нулевыми протечками. В качестве вспомогательного, обеспечивающего циркуляцию через реактор при остановке главного, был установлен насос аналогичной конструкции, но меньшей производительности. Установленные бессаль-

никовые насосы надежны в работе, удобны в эксплуатации и требуют минимального надзора.

Система управления мощностью реактора с точки зрения современной техники не нова. Электронные усилители ионизационных камер, как в системах автоматического регулирования, так и в системах аварийной защиты, ламповые. Приводы стержней автоматического регулирования выполнены на электромашинах усилителях. Цепи управления и сигнализации состоят из контактных электромагнитных реле. Однако они никогда не мешали нормальной работе станции и не создавали дополнительных трудностей при эксплуатации. Распределение плотности нейтронного потока по радиусу и высоте реактора в любой момент времени может быть получено с помощью самой современной системы сбора информации. То же касается и поля выходных температур по каналам реактора.

Электрическая схема станции постоянно усложнялась в связи с вводом в строй петлевых экспериментальных устройств. Большое и постоянное внимание уделяется обеспечению надежной работы электроприводов, а это вызывает появление новых автоматических систем и блокировок, исключающих неправильные или недостаточно быстрые действия оперативного персонала. Управление всеми основными процессами автоматизировано, что позволило свести к минимуму количество обслуживающего персонала. Так, постоянная смена, которая полностью обеспечивает ведение всех технологических процессов на станции, включая двух операторов экспериментальных петель, состоит всего из девяти человек.

Как уже отмечалось, проектом станции предусмотрена защита персонала от ядерных излучений реактора, трубопроводов и оборудования первого контура. Эта защита оказалась вполне достаточной при всех режимах работы станции. Большим достоинством канального реактора с трубчатыми твэлами является то, что при любой аварии с рабочими каналами уран и продукты его деления не могут попасть в воду первого контура. Аварии с твэлами могут возникнуть или из-за нарушения герметичности трубки внешнего покрытия, или из-за разрыва внутренней трубки, по которой протекает теплоноситель.

В первом случае в инертную атмосферу кладки реактора поступают газообразные продукты деления урана. Этот процесс развивается постепенно. Увеличение активности газа в кладке реактора тотчас же фиксируется системами контроля. Для отыскания аварийного канала на

станции имеется специальная система контроля герметичности оболочек, способная автоматически произвести индивидуальный «опрос» каждого канала реактора. С ее помощью отсасывается газ из каналов реактора, и чувствительные детекторы по относительному уровню активности, а также по увеличению активности, обусловленному отдельными продуктами деления урана, определяют дефектный канал. Система была смонтирована после нескольких лет эксплуатации и с учетом экспериментальной работы оказалась несомненно нужной и полезной. С ее помощью удается выявить дефект на начальной стадии развития аварии, что обеспечивает своевременную остановку реактора и извлечение негерметичного канала при минимальных выбросах активности.

Во втором случае вода не только разрывает внутреннюю трубку, но разрушает и менее прочное покрытие, и продукты деления вместе с ураном начинают вымываться в кладку. Авария развивается быстро, темп нарастания активности в газе кладки большой. Поступление воды в нагретую до высоких температур графитовую кладку вызывает повышение давления в корпусе реактора. В случае возникновения такой аварии автоматические системы и устройства без вмешательства со стороны оператора сводят к минимуму нежелательные последствия. Изменение расхода воды через канал (а оно неизбежно, так как резко меняется гидравлическая характеристика тракта) вызывает аварийную остановку реактора. Все стержни регулирования на большой скорости сбрасываются в активную зону. Отключающее устройство и обратный клапан быстро сокращают поступление воды в кладку, обеспечивая при этом необходимое ее количество для охлаждения неразрушенных элементов или их частей. Повышение давления в кладке включает в работу систему аварийного сброса паро-газовой смеси. При этом смесь сбрасывается под уровень воды в замкнутую систему локализации. Включающаяся автоматически установка охлаждения и орошения газа обеспечивает интенсивную конденсацию паров воды и отделение газовой фракции. Газ собирается в газгольдер, откуда после выдержки и очистки на фильтрах направляется через вентиляционную трубу в атмосферу. Система сброса и очистки газа также была создана уже в ходе работы станции.

Аварийные каналы извлекаются из реактора в специальные пленочные чехлы, при этом внутренняя полость чехла находится под разрежением. Эти несложные приспособления гарантированно

предохраняют центральный зал от загрязнений. Ячейку реактора после извлечения канала прочищают и промывают, а воду из реактора собирают в дренажные баки.

Таким образом, всегда мощность дозы излучения от оборудования и трубопроводов первого контура при остановленном реакторе определяется только активностью содержащихся в воде примесей и активностью продуктов коррозии и примесей, осевших на их внутренних поверхностях. Этот факт обеспечивает благоприятную радиационную обстановку при ремонтных работах.

На специальном стенде с многочисленными образцами, вырезанными из первого контура, были разработаны методика и технология дезактивации внутренних поверхностей. Полная дезактивация контура была осуществлена при капитальном ремонте. Частичная дезактивация широко используется при ремонтных работах. Постоянный контроль за уровнем активности во всех производственных помещениях станции осуществляет дозиметрическая служба. Каждое помещение, где в обычных или аварийных условиях может повыситься мощность дозы излучения, оборудовано детекторами и сигнальными устройствами. При появлении активности ее немедленно фиксируют приборы, установленные на дозиметрическом посту, которые включают звуковую и световую сигнализацию в помещениях. Из помещений производится отбор проб воздуха для проверки его радиоактивности. Если уровень радиоактивности превышает допустимые значения, то также включается сигнализация. Вход в такие помещения может быть разрешен только после детального обследования, по специальному допуску, с разрешения дозиметрической службы, с применением необходимых мер защиты. Система допусков используется при проведении всех ремонтных и наладочных работ на радиоактивном оборудовании. При этом за каждым сотрудником установлен индивидуальный контроль.

За работниками станции на протяжении всех лет ее работы ведется постоянное медицинское наблюдение. За все годы эксплуатации при большом объеме экспериментальных работ доза облучения ни у одного человека, работавшего на станции, не превысила разрешенных санитарными нормами предельно допустимых доз.

Загрязнение окружающей среды при работе атомной электростанции возможно в трех случаях: выброс радиоактивных продуктов через вентиляцию в атмосферу, сброс радиоактивной воды

в реки или озера и небрежное обращение с радиоактивными отходами.

Производственные помещения АЭС вентилируются специальными вентиляторами, установленными в отдельном корпусе. Воздух предварительно очищается от радиоактивных аэрозолей на фильтрах, а затем выбрасывается в атмосферу через трубу высотой 100 м. На вентиляционных системах, где имеется наибольшая вероятность появления радиоактивных продуктов, ведется двухступенчатая очистка воздуха.

Вакуумирование графитовой кладки или непосредственный сброс газа из реактора происходит в газгольдеры выдержки. Газ из них направляется в вентиляцию через систему фильтров, обеспечивающую улавливание опасных для здоровья человека продуктов деления.

Контроль за уровнем радиоактивности воздуха в помещениях, воздуховодах вентиляционных систем и целиком по вентиляционной трубе ведется постоянно и непрерывно. Суммарная активность выбрасываемого в течение суток воздуха не превышает 40—50 *кюри*, что значительно ниже допустимых норм.

Все образующиеся в процессе работы АЭС жидкие радиоактивные отходы собираются в специальные системы активного дренажа, откуда они передаются в цех спецводоочистки. Процесс очистки сводится к извлечению радиоактивных веществ и их концентрации в минимальном объеме с последующим захоронением в специальном хранилище. В качестве способов очистки в цехе применяются коагуляция, выпаривание и ионообменная фильтрация. Все процессы осуществляются непрерывно при дистанционном управлении. Утечки радиоактивной воды из первого контура при неисправности любого теплообменника немедленно обнаруживаются чувствительными детекторами. Кроме того, систематически проводятся лабораторные анализы воды охлаждающих контуров на содержание радиоактивных веществ. Удельная активность сбрасываемой на Первой АЭС воды не превышает 10^{-10} *кюри/л*.

Твердые радиоактивные отходы на станции собирают и передают в специальное хранилище. Установлен строгий порядок, исключающий их бесконтрольное распространение. Так, вынос любого инструмента, деталей, приборов из здания станции может быть разрешен только после дозиметрического контроля. Персонал станции обеспечен спецодеждой. В зонах перехода санпропускника, разделяющих помещения с личной одеждой и спецодеждой, установлены автоматы, блокирую-

щие выход человека при наличии загрязнений. Помещения станции, где наиболее вероятны загрязнения, взяты под режим особого контроля, включающий сменное снятие картограмм уровня загрязненности.

Контроль за чистотой окружающей местности и радиационную безопасность населения, проживающего в районе расположения АЭС, обеспечивает группа внешней дозиметрии. Эта группа независимо от внутростанционной службы контроля наблюдает за содержанием радиоактивных веществ в атмосфере, сточных водах станций, в реке Протве, на берегу которой стоит Первая АЭС, а также в различных объектах окружающей среды. Первичный радиометрический анализ оперативных проб производится в передвижной экспресс-лаборатории, оснащенной приборами для обнаружения и количественного определения уровня загрязненности. Подробные радиометрические и радиохимические анализы проб производятся в стационарных лабораторных условиях.

Дозиметрические службы в своей работе руководствуются общесоюзными санитарными правилами и нормами радиационной безопасности и контролируются органами Государственного санитарного надзора СССР.

С точки зрения безопасности главной задачей персонала станции является каждодневная работа по предотвращению возникновения аварий. Она ведется и в техническом и в организационном плане.

Технические мероприятия предусматривают своевременное проведение профилактических ремонтов оборудования; систематическое обследование состояния трубопроводов, арматуры, теплообменных сосудов, а также при локализации аварий. Перед выходом на мощность производится тщательная проверка системы аварийной защиты реактора: опробование сброса стержней и контроль прохождения всех аварийных сигналов. Число и номенклатура аварийных сигналов, останавливающих реактор без вмешательства оператора при возникновении угрожающих отклонений в работе, строго регламентированы. Электронная аппаратура системы управления и защиты с помощью тест-датчиков, имитирующих токи ионизационных камер, проверяется еженедельно. Дважды в неделю проверяется работоспособность резервного оборудования. Вспомогательный насос первого контура, насосы, обеспечивающие циркуляцию в контурах петель при авариях, связанных с отключением станции от энергосистемы, а также основные приборы кон-

троля получают питание от шин «надежной сети». Напряжение на эти шины подается от генератора переменного тока, запитанного от аккумуляторной батареи, емкость которой позволяет провести безопасную остановку и расхолаживание реактора.

Организационные мероприятия направлены в первую очередь на совершенствование навыков и повышение технической квалификации обслуживающего персонала, на тщательность выполнения отдельных операций, на повышение чувства ответственности при производстве работ. Так, кроме ежегодных проверок уровня знаний по действующим инструкциям всего персонала станции введена система технического образования, основное содержание которого — поддержание интереса к новинкам ядерной техники. Если учитывать специфику атомной электростанции, где производство ремонтных и палладочных работ в ряде случаев ограничено по времени из-за условий радиационного облучения, то большое значение имеют высокая квалификация персонала по основной специальности, а также владение несколькими, иногда даже совсем не смежными, специальностями. Четкое знание технологических схем, конструктивных особенностей оборудования, навыки его ремонта, настройки и эксплуатации, умение быстро ориентироваться и находить единственно правильные решения в сложных ситуациях, возникающих при ведении того или иного эксперимента, характеризует персонал АЭС.

Под тщательностью проведения работ подразумевается прежде всего продуманность этапности и действий на каждом отдельном этапе. Так, переключения наиболее ответственного оборудования, при которых неправильные действия могут привести к возникновению аварийной ситуации, ведутся по бланкам переключений, в которых четко оговаривается последовательность операций и контроль за ходом их проведения. Безусловно, особая тщательность необходима при производстве экспериментальных работ. Проведению реакторных исследований всегда предшествует широкий круг расчетов и предварительных испытаний конструкций на тепловых и механических стендах. Это сводит к минимуму вероятность неожиданных разрушений твэлов, так как позволяет определить границы отклонений параметров при эксперименте. Результаты предреакторных исследований находят свое отражение в согласованной программе, являющейся регламентом для оперативного персонала. Непосредственно на станции перед постановкой экспериментального канала

в реактор проверяются его технические характеристики на соответствие паспорту завода-изготовителя. Главное внимание обращается на герметичность канала, а также на сохранность и работоспособность измерительных и внутриреакторных регулирующих устройств. Всякий экспериментальный канал, имеющий новую конструкцию или новые материалы в пределах активной зоны, при постановке в реактор градуируется для выяснения его влияния на запас реактивности реактора. Это позволяет четко знать возможности по производству перегрузочных работ, исключающие вероятность возникновения самопроизвольной цепной реакции. Тем не менее выход реактора на мощность после перегрузки строго оговорен инструкцией. Методика подъема стержней регулирования, которой следует оператор, гарантирует нарастание мощности после выхода в критическое состояние с вполне безопасным периодом разгона, превышающим 20 сек.

Такому выходу, производимому только в дневную смену при обязательном присутствии технического руководства станции, предшествует детальная проверка органов регулирования мощностью, обязательно включение циркуляции по всем каналам, установленным в реактор.

Первая АЭС отличается от обычной атомной электростанции большим числом разнообразных систем, различающихся по принципу работы и в то же время тесно взаимосвязанных друг с другом общими коммуникациями. Как известно, безопасность и надежность работы исследовательской реакторной установки почти целиком определяются безопасностью и надежностью ее экспериментальных устройств.

Подготовка экспериментальных петель к работе ведется с особой тщательностью. Не говоря уже об остановках, связанных с частичной реконструкцией петель, даже обычный пуск станции после проведения плановых ремонтов и перегрузок требует выделения специального времени на предпусковые подготовительные работы.

Они планируются так, чтобы отдельный контур, систему или исследовательскую петлю полностью готовила одна смена. В подготовку входят сборка технологической схемы, включение в работу всего выбранного оборудования, установка пусковых параметров в системе, проверка работоспособности резервного и аварийного оборудования и автоматики его включения, проверка прохождения всех предупредительных и аварийных сигналов и их соответствие регламенту.

Готовность подтверждается записью начальника смены в специальном журнале подготовки систем, прохождение каждого аварийного сигнала — записью оператора управления реактором. Такая система исключает неподготовленность отдельных узлов и позволяет четко контролировать состояние установки в этот период. Так как во время всего цикла до следующей остановки гарантия аккуратной подготовки лежит на вполне определенной смене, ее персонал подходит к выполнению работы с чувством личной ответственности. Аналогичные принципы заложены и при проведении ремонтных работ на оборудовании. Эта сложившаяся с годами на Первой АЭС система организации в значительной мере способствует успешной и многолетней безаварийной работе установки. Достаточно сказать, что за все эти годы на станции не было ни одной крупной аварии и случаев переоблучения.

Что касается охраны здоровья, то, видимо, наиболее убедительным является тот факт, что основной персонал, обслуживающий сейчас станцию, работает на ней со дня пуска. А г. Обнинск, в черте которого расположена Первая АЭС, относится к самым чистым городам Советского Союза.

Оценивая основные результаты работы Первой АЭС и вклад, внесенный в развитие атомной энергетики, необходимо отметить, что надежность и безопасность ее эксплуатации открыли широкие перспективы для дальнейшей научной и конструкторской разработки энергетических реакторов всех типов. Первая АЭС позволила преодолеть определенный психологический барьер, связанный с неукротимостью атомного взрыва, а также с опасением, что «всепроникающая» радиация может тихо и незаметно отнять здоровье у людей, работающих в атомной энергетике.

Десятки тысяч людей, посетивших за эти годы атомную электростанцию, могли воочию убедиться, что она работает, что встреченные ими здесь люди здоровы, жизнерадостны и уверены в будущем той науки и техники, которой они посвятили все свои помыслы. И, видимо, не случайно представители всех стран, отдавая дань техническим достижениям Советского Союза, глубокое уваже-

ние выразили в адрес людей, создавших и эксплуатирующих эту станцию.

Говоря о людях Первой АЭС, нельзя не отметить еще одну роль станции, значение которой трудно переоценить: это подготовка персонала для развивающейся атомной энергетики. Коллектив станции, принявший 20 лет назад станцию из рук строителей и монтажников, был тогда весьма молод. Он комплектовался из выпускников институтов, техникумов, ремесленных училищ. Специалистов, имевших солидный опыт работы, можно было перечесть по пальцам. Костяк эксплуатационников составила инженерная группа, которая до этого обеспечивала надзор за проектом, строительством и монтажом. Высокая ответственность требовала от этой группы постоянного совершенствования знаний. И они сумели сочетать работу с плодотворной учебой. Они не только учились, но и сами учили, передавая приобретенные знания друг другу, организуя цикл лекций и практических занятий сначала в своей группе, а затем продолжая их с персоналом службы эксплуатации.

Серьезную помощь оказал тогда в этой работе Институт атомной энергии, принявший на стажировку на исследовательский реактор будущих операторов и начальников смен станции.

Многие годы станция была школой, выпускников которой можно встретить сейчас почти на всех работающих и строящихся атомных электростанциях Советского Союза. Вся история развития советской ядерной энергетики тесно связана с Первой АЭС. На ней проходили подготовку специалисты для атомной энергетики из Германской Демократической Республики, Чехословацкой Социалистической Республики, Социалистической Республики Румынии.

Но прошли годы, выросли новые мощные атомные электростанции, они приняли эстафету и теперь сами занимаются подготовкой персонала для атомной энергетики.

На базе обобщения опыта эксплуатации Первой АЭС были выпущены первые учебные пособия по обслуживанию атомных электростанций. Труды коллектива Первой АЭС широко представлялись на международных и всесоюзных конференциях, симпозиумах и семинарах.