

Указанные работы, в значительной степени развитые и дополненные в процессе дальнейших физических исследований, особенно в области разработки теории глубокого выгорания топлива с учетом поглощения нейтронов продуктами деления, легли в основу всех последующих методов расчета реакторов на тепловых нейтронах на обогащенном уране и продолжают использоваться в настоящее время.

Инженерные расчеты, сделанные в рамках выпущенного проекта, позволили выбрать его основные конструктивные решения, в частности: конструкцию трубчатого тепловыделяющего элемента с установкой нескольких твэлов в технологическом канале и конструкцию технологического канала, подлежащего замене вместе с топливом при одностороннем подводе и отводе теплоносителя.

Была показана также необходимость использования в контуре охлаждения реактора нержавеющей стали и теплоносителя под давлением 100 атм для получения приемлемого на первом этапе к. п. д. АЭС примерно 18—20%.

При этом подчеркивалась необходимость инженерных и экспериментальных работ по исследованию теплопередачи в условиях турбулентного потока в трубах малого диаметра при давлении около 100 атм, температура воды около 300°С, тепловых потоках $(2 \div 5) \cdot 10^6$ ккал/(м²·ч), когда температура стенки превышает температуру насыщения, т. е. при наличии пристеночного кипения, а также по разработке и испытанию опытного образца топливной сборки в целях ее конструктивной отработки, определения гидравлических сопротивлений, технологии сварки и сборки с последующей проверкой работоспособности в условиях, близких к рабочим, на стендах и в петлях реактора.

Особое внимание было обращено на необходимость разработки наиболее экономичных схем использования производимого в реакторе тепла для получения электроэнергии.

В результате рассмотрения указанных проектных материалов в мае 1950 г. было принято решение, которым предусматривалось строительство опытного реактора уран-графитового типа на тепловых нейтронах с водяным охлаждением для приведения в движение паровой турбины с электрогенератором мощностью 5 Мвт.

Этим же решением поручалась разработка проекта реактора конструкторскому коллективу, возглавляемому Н. А. Доллежале, при научном руководстве научно-исследовательского института

во главе с И. В. Курчатовым; проектной организации предлагалось выполнить проектное задание на строительство атомной электростанции близ поселка Обнинское, теперь г. Обнинск Калужской области; Всесоюзному теплотехническому институту им. Ф. Э. Дзержинского была поручена разработка проекта энергетической части теплоисловой установки Первой АЭС.

К работам по созданию атомной электростанции были привлечены многие ведущие научно-исследовательские и конструкторские коллективы, которым поручались разработка и проектирование отдельных систем и видов оборудования, в частности: парогенераторов и теплообменников, системы управления и защиты, главного циркуляционного насоса, технологического канала, тепловыделяющих элементов и др.

Началось проектирование АЭС, которой суждено было стать первой в мире.

§ 2. От проекта до пуска Первой АЭС

В 1950 г. развернулись проектные, конструкторские и исследовательские работы по созданию Первой АЭС.

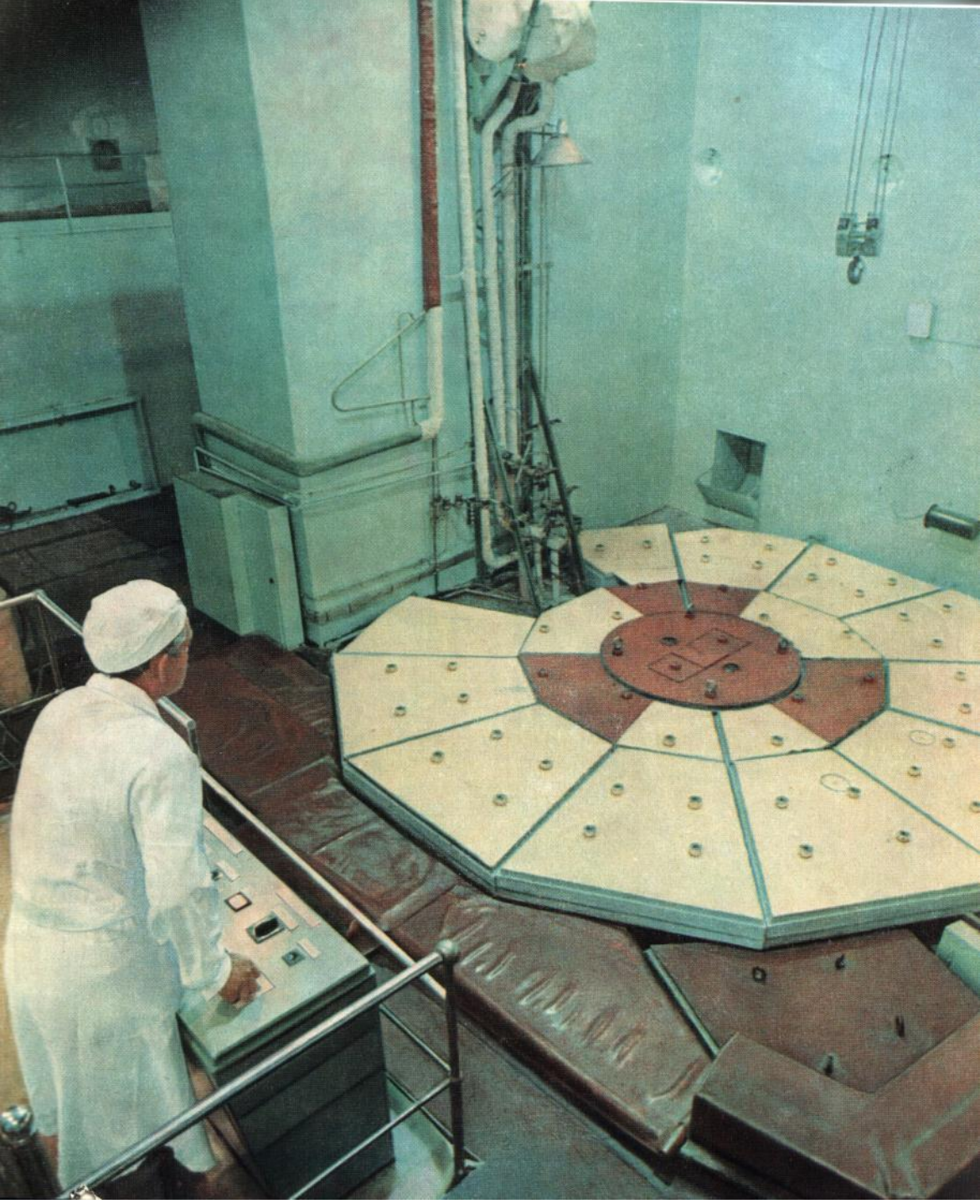
Основными вопросами, которым в этот период уделялось особое внимание, были физические расчеты реактора, проработка основных конструктивных решений, определение возможных рабочих характеристик реактора и исследование различных вариантов технологических схем энергетической части установки.

В августе 1950 г. под председательством И. В. Курчатова состоялось рассмотрение исходных данных по проекту реактора и вариантов технологических схем энергетической части АЭС. Обсуждались также возможные способы наиболее эффективного использования тепла, вырабатываемого реактором, в целях выбора параметров пара перед турбиной.

Наряду с двухконтурной схемой, принятой впоследствии, были предложены варианты с электрическим перегревом пара, с перегревом на мазутном топливе и даже с перегревом пара непосредственно в ядерном реакторе.

Варианты с электрическим и мазутным перегревом пара были отвергнуты как неэкономичные. Вариант с перегревом пара в ядерном реакторе был отложен как недостаточно подготовленный.

Принято было решение производить перегрев пара в поверхностных теплообменниках. В качестве параметров первого контура были подтверждены



ранее выбранные: давление 100 атм и температура 290° С на выходе теплоносителя из реактора. Из условия безэрозионной работы лопаток последних ступеней турбины были приняты такие параметры перегретого пара на входе в турбину: давление 12 атм и температура 280° С.

Еще в ходе предварительной проработки рассматривался вопрос о возможности получения насыщенного пара из теплоносителя первого контура.

Однако такое решение потребовало бы разработки специальной конструкции паровой турбины, работающей на радиоактивном насыщенном паре, и, вероятнее всего, лишь для единичного использования, что было бы неоправданно долго и дорого. Кроме того, такая одноконтурная схема представлялась в то время более сложной в управлении и эксплуатации из-за прямой связи по теплоносителю реактора с турбиной. Двухконтурная же схема давала больший простор для изучения возможностей реактора.

Поскольку при выбранной схеме для изучения вопросов надежности и безопасности реакторной установки при работе ее в блоке с турбиной не существенно, какой тип турбоагрегата на ней установлен, было принято решение ориентироваться на имевшуюся в наличии и находившуюся на консервации турбину с указанными выше параметрами перегретого пара мощностью 5 Мвт. Этот турбоагрегат и был впоследствии установлен на Первой АЭС.

В декабре 1950 г. был выпущен эскизный проект реактора и теплосиловой установки для энергетической части Первой АЭС.

В эскизном проекте тепловая мощность реактора была принята равной 30 Мвт, диаметр активной зоны 1,5 м, кампания реактора на номинальной мощности — 120—140 суток. Согласно расчетам, загрузка топлива определялась в 500—600 кг, а его обогащение подлежало дальнейшему уточнению при разработке технического проекта реактора в зависимости от выбора окончательной конструкции и композиции тепловыделяющих элементов. Основная конструктивная схема реактора приведена на рис. 1.

В физических расчетах значительное внимание было уделено вопросам, связанным с разра-

боткой и действием системы управления и защиты реактора (СУЗ).

Наряду с вариантом регулирования и компенсации реактивности с помощью твердых стержней-поглотителей был также рассмотрен более перспективный в отношении равномерности энерговыделения в активной зоне вариант так называемого мягкого регулирования, при котором жесткие регулирующие стержни заменялись циркулирующим водным раствором поглотителя нейтронов. В качестве поглотителя нейтронов предполагалось использовать раствор нитрата кадмия.

Следует иметь в виду, что проведенные на этой стадии разработки расчеты показали возникновение существенных перекосов нейтронного поля по высоте при использовании твердых поглотителей, если по условиям компенсации реактивности их нижние концы расположены в центральной части активной зоны. При этом наиболее

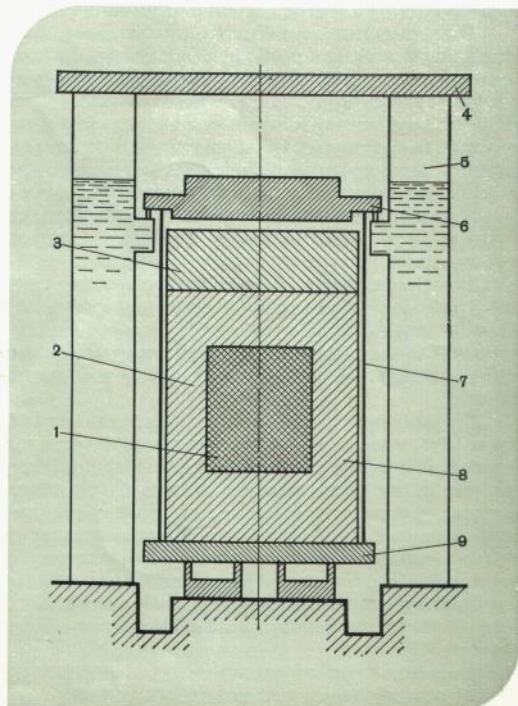


Рис. 1. Принципиальная конструктивная схема реактора:

1 — активная зона; 2 — отражатель; 3 — защита; 4 — верхнее перекрытие; 5 — боковая водяная защита; 6 — верхняя плита; 7 — верхние кладки; 8 — отражатель; 9 — нижняя плита.

нагруженной в тепловом отношении оказывалась нижняя часть твэлов, где максимальный тепловой поток увеличивался примерно на 15%, а температура топлива — на несколько десятков градусов. Система жидкого поглотителя позволяла путем изменения концентрации нитрата кадмия в циркулирующем растворе менять поглощающую способность столба циркулирующей жидкости без изменения поля энерговыделения по высоте реактора. Поэтому можно было рассчитывать на более благоприятные условия работы тепловыделяющих элементов и более высокую надежность активной зоны.

Раствор нитрата кадмия должен был циркулировать в каналах, каждый из которых состоял из трех стальных трубок, расположенных одна в другой. Внутренняя трубка предназначалась для опускания раствора вниз, по кольцевой щели между первой и второй трубками раствор поднимался вверх, после чего выводился из реактора. Третья трубка служила защитным кожухом, не допускающим проникновения раствора в кладку при появлении течи в стенке второй трубы.

Нельзя сказать, чтобы эта система была лишена недостатков. Она требовала нескольких дополнительных технологических контуров с циркуляционными насосами, теплообменниками, дозаторами и другим технологическим оборудованием, а также достаточно высокой надежности и жестких химико-технологических режимов. С другой стороны, за неизменности поля по высоте необходимо было платить дополнительными непроизводительным захватом нейтронов в стальных трубках каналов.

В то время вопрос не мог быть решен однозначно — какой из вариантов более надежен, и в проекте Первой АЭС были предусмотрены обе системы регулирования: с использованием твердых стержней и мягкого регулирования раствором поглотителя.

Физические расчеты показали, что исходя из необходимости компенсировать запас реактивности 0,14 в начальный момент времени необходимо, чтобы каждая восьмая ячейка была занята регулирующим стержнем. Были проведены проверочные расчеты критической массы аппарата с извлеченными стержнями СУЗ — определена примерная картограмма размещения и необходимое количество компенсирующих стержней, которые и легли в основу дальнейшей разработки проекта.

В рамках эскизного проекта теплосиловой установки для энергетической части реактора рас-

сматривалось пять вариантов схем, в том числе предложение об использовании высокотемпературного органического теплоносителя, теплообменников с поверхностным кипением, с непосредственным дросселированием теплоносителя первого контура до необходимых параметров пара и с различной степенью резервирования оборудования.

Решающим в пользу подтверждения двухконтурной схемы с перегревом пара в поверхностных теплообменниках явилось соображение, что из-за активности воды первого контура крайне нежелательно попадание ее в энергетическую часть силовой установки, турбину, конденсатор и пр. В связи с этим все варианты, которые могли повлечь за собой появление активности в машинном зале, были отвергнуты, использование высокотемпературного органического теплоносителя было также признано преждевременным в связи с недостатком информации по влиянию на него излучения. Была одобрена двухконтурная технологическая схема с умеренным резервированием основного оборудования.

В начале 1951 г. по итогам рассмотрения эскизного проекта реактора и технологической схемы установки было выдано задание проектной организации на разработку окончательной тепловой схемы атомной электростанции, выбор основного и вспомогательного оборудования, циркуляционных насосов, парогенераторов, компенсаторов давления и т. п., а также на разработку строительно-монтажных чертежей АЭС.

Документация на первоочередные строительные работы разрабатывалась уже в 1950 г. При этом в целях ускорения разработка велась исходя из требования достаточного резервирования площадей и мощностей вспомогательных систем, которые должны были обеспечить возможные варианты схемы и оборудования в рамках предварительно утвержденных основных характеристик.

По результатам рассмотрения проекта было решено усилить работы по разработке и испытанию твэлов, включая проведение их испытаний в реакторе РФТ и на стендах с электрическим нагревом.

И. В. Курчатова всегда подходил к проблемам развития науки и техники очень далековиднo и широко. Было очевидно, что такую обширную проблему, как развитие атомной энергетики, нельзя сконцентрировать в одном институте, в особенности, если учесть возможные перспективы. Молодой научный коллектив создаваемого в то время Физико-энергетического института

уже был ориентирован на разработку проблем атомной энергетики.

По предложению И. В. Курчатова в середине 1951 г. научно-техническое руководство проектом сооружения Первой АЭС было передано Физико-энергетическому институту. Научным руководителем проекта был назначен директор Физико-энергетического института Д. И. Блохинцев, а заместителем научного руководителя — А. К. Красин. В институте начала формироваться большая группа ученых и инженеров, физиков, химиков, теплофизиков, материаловедов-технологов и будущих эксплуатационников, которые продолжили работы над проектом, начатые в Институте атомной энергии.

Следует подчеркнуть, что хотя проект к тому времени и определился в принципиальных технических решениях, тем не менее оставался широкий круг серьезных задач как физических, так и технических, которые надо было решить, чтобы довести проект до инженерного уровня проработки. Среди этих задач одной из сложнейших и не имевших к тому времени аналогов в мировой практике было создание надежно работающего твэла.

На всех этапах проектирования основные инженерно-конструкторские решения явились результатом напряженной работы конструкторского коллектива во главе с Н. А. Доллежалем.

Следует особо подчеркнуть то большое внимание, которое на всех этапах создания Первой АЭС уделял этой проблеме лично И. В. Курчатов.

В конце 1951 г. снова рассматривался проект реактора Первой АЭС с учетом результатов выполненных к этому времени расчетных исследований и конструкторских работ и с проведением экспертизы силами компетентных специалистов в различных областях науки и техники. Было принято решение подтвердить в основном ранее выбранные характеристики и приступить к разработке рабочих чертежей и изготовлению оборудования реактора на основе представленного технического проекта.

Было также решено тщательно рассмотреть проекты отдельных наиболее ответственных систем и оборудования, таких, как циркуляционный насос, парогенераторы и теплообменники первого контура, системы управления и защиты реактора.

Наиболее существенным вопросом, еще не получившим однозначного решения, на этой стадии оставался вопрос о создании конструкции тепловыделяющего элемента. По итогам предстоящих исследований было решено ввести наруж-

ную стальную оболочку твэла взамен ранее предполагавшегося защитного покрытия, наносимого методом напыления. Это означало необходимость дальнейшего уточнения физических расчетов и повышения обогащения топлива. Обогащение по урану-235 оставалось единственным свободным параметром для корректировки загрузки урана в связи с изменением конструкции твэла и возможными неточностями в физических расчетах.

Работы по уточнению физических характеристик реактора в связи с непрерывным накоплением новых данных и все более глубоким изучением различных режимов реактора и АЭС продолжались в Физико-энергетическом институте практически до самого пуска в 1954 г. Выполнял их молодой коллектив физиков, расчетчиков и экспериментаторов.

В ходе разработки проекта реактора и АЭС были проведены многочисленные научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы, направленные на создание надежно действующей установки.

Главные проблемы, от которых зависел успех разработки проекта АЭС и отдельных видов оборудования и систем, к этому времени в основном определились. В отдельных случаях они были частично предreshены или решены окончательно. На разработку новых видов оборудования и выполнение научно-исследовательских работ формулировались подробные научно-технические задания с учетом требований, предъявляемых к оборудованию, и условий работы. Разумеется, технические требования в начальный период иногда не были ясны во всех деталях, и поэтому во многих технических заданиях в конце стояли слова: «Настоящее техническое задание может уточняться и дополняться по мере проектирования». Таких дополнений и изменений в ходе проектирования был не один десяток.

Основными вопросами в ходе разработки проекта считались:

проблема ядерной безопасности и разработка физических и конструктивных мер по ее обеспечению во всех режимах работы реактора и при проведении любых работ на АЭС;

проблема радиационной безопасности в отношении обслуживающего персонала и окружающей среды и разработка соответствующих систем контроля за работой оборудования и персонала, системы внутренней и внешней дозиметрии;

разработка систем индивидуального контроля за работой технологических каналов и твэлов,

обеспечивающих своевременную сигнализацию о возникновении отклонений в режиме работы, которые могут привести к аварийному разрушению тепловыделяющих элементов (системы контроля за расходом и температурой теплоносителя, герметичностью оболочек твэлов);

изучение нейтронно-физических характеристик реактора и в особенности его поведения в нестационарных режимах: при разогреве, работе на мощности, при расхолаживании и в предвидимых возможных аварийных ситуациях;

разработка систем измерения и автоматического регулирования мощности и аварийной защиты реактора, удовлетворяющих требованиям ядерной безопасности при работе в энергетических режимах;

изучение прохождения излучений через защитные среды, подбор материалов для биологической защиты и разработка методов расчета защиты с учетом неоднородностей материалов и щелевых эффектов;

разработка конструкций технологического канала и твэла, изучение совместимости материалов с учетом радиационного воздействия в контакте с принятыми в проекте средами и выбор приемлемого соединения урана в качестве топлива для энергетического реактора;

разработка технологии изготовления твэлов и методов их предреакторных и внутриреакторных испытаний при рабочих параметрах и высоких тепловых нагрузках;

разработка технологии изготовления и сварки тонкостенных и особотонкостенных труб из нержавеющей стали для технологических каналов и твэлов, а также создание методов и приборов неразрушающего контроля качества труб и тепловыделяющих элементов;

изучение поведения материалов, используемых в конструкциях твэлов, каналов и других узлах реактора в процессе их работы в реакторе, и их свойств после проведения реакторных испытаний;

изучение работоспособности графита в качестве замедлителя при температурах до 700°C в условиях реакторной атмосферы и при использовании его в качестве конструктивного элемента кладки энергетического реактора;

изучение возможности образования и накопления гремучей смеси в первом контуре и в полости реактора, а также разработка средств для поддержания концентрации гремучей смеси в допустимых пределах;

изучение условий возникновения кризиса теплоотдачи в активной зоне в диапазоне рабочих и возможных аварийных режимов работы тепловыделяющих элементов в реакторе;

изучение гидравлических характеристик конструкции канала сложной геометрической формы и разработка мер по предотвращению вибрации и неравномерности распределения расходов между отдельными твэлами;

изучение проблемы накипеобразования на поверхностях тепловыделяющих элементов и оценка влияния степени чистоты теплоносителя первого контура и радиационных полей на процесс накипеобразования;

изучение коррозии материалов первого контура, технологических каналов и тепловыделяющих элементов в среде первого контура и в реакторной атмосфере;

оценка живучести и ресурса работы оборудования, а также его ремонтоспособности в условиях возможного загрязнения радиоактивными продуктами внутренних поверхностей контуров и оборудования;

разработка конструкции главных циркуляционных насосов первого контура на давление 100 атм и температуру 190°C с полным исключением протечек радиоактивного теплоносителя первого контура наружу;

разработка конструкции и проведение необходимых испытаний парогенератора, в котором греющим агентом является радиоактивный теплоноситель первого контура;

изучение потенциально возможных аварийных ситуаций в любых системах реактора и АЭС и определение специальных требований к оборудованию и арматуре, необходимых для предотвращения или локализации аварий.

Детальное изучение и решение некоторых этих проблем ввиду их сложности и зависимости от многих факторов могло бы занять многие годы. Поэтому в ряде случаев проводились испытания по возможности натурных конструкций и узлов в условиях, максимально приближенных к рабочим, или при более жестких, чем проектные, значениях параметров испытаний. Например, для разработки технологии изготовления твэлов следовало бы предварительно изучить совместимость многих пар материалов в зависимости от температуры и времени выдержки, у отобранных пар проследить за изменениями, возникающими при термостатировании, далее испытать выбранные материалы и их сочетания в реакторе при заданных тепловых потоках, затем в горячих лаборатор-

риях изучить свойства материалов после облучения и только потом приступить к конструированию твэлов. Этот путь, хотя и является наиболее логичным, занял бы очень много времени. Поэтому при проектировании Первой АЭС был выбран другой, более быстрый, но зато более сложный организационно и технически.

Разрабатывалось параллельно несколько вариантов конструкций твэлов на основе тех данных о поведении материалов, которые к тому времени имелись. Наряду с этим разрабатывалась технология их изготовления, изготавливались опытные образцы твэлов натуральных или представительных размеров и одновременно проводились автоклавные испытания на совместимость материалов, на термодиклирование и изменение теплопроводности на специальных тепловых стендах. Образцы, успешно прошедшие эти испытания, направлялись для испытаний в исследовательский реактор РФТИ Института атомной энергии в условиях, близких к рабочим, и после этих испытаний проходили металловедческие исследования в горячей лаборатории.

В процессе работы взгляды на значение отдельных проблем или на необходимость проведения тех или иных экспериментальных работ иногда несколько менялись. Например, парогенераторы предполагалось испытать под полной паровой нагрузкой при рабочем давлении перед монтажом. Впоследствии же было решено ограничиться обычными заводскими испытаниями после изготовления, а испытания под нагрузкой не проводить ввиду дороговизны стенда и малого объема информации, которую могли дать подобные кратковременные испытания.

Некоторые проблемы, например, такие, как изучение коррозии нержавеющей стали в активной зоне и в первом контуре, а также изучение изменения свойств стали под облучением, были весьма трудоемки и требовали при представительном моделировании большого объема работ и времени. Поэтому приходилось прибегать к сравнительно кратковременным испытаниям и последующей экстраполяции результатов с достаточной степенью надежности. Практически коррозия и изме-

нение свойств сталей под облучением для Первой АЭС исследовались с помощью автоклавов, мешалок и путем наблюдений за поведением стали и сварных швов в контурах стендов высокого давления и в петле реактора РФТИ, после чего проводились исследования на облученных образцах в горячей металловедческой лаборатории Института атомной энергии.

В ходе решения указанных проблем в 1952 г. окончательно определились тепловая схема и конструкция реактора и основного оборудования. Выбранная и реализованная на Первой АЭС схема превращения тепловой энергии в электрическую изображена на рис. 2. Источником тепловой энергии является ядерный реактор на тепловых нейтронах. Тепловая мощность реактора 30 Мвт. Теплосъем в реакторе осуществляется водой первого контура под давлением 100 атм. Циркуляция в первом контуре производится с помощью циркуляционных насосов центробежного типа с сальниковым уплотнением и с гидравлической системой заправки сальников нерадиоактивной водой.

Подогретая в реакторе до заданной температуры вода первого контура поступает в парогенератор, где передает тепло воде второго контура по противоточной схеме, т. е. сперва перегреваемому пару в пароперегревателях, затем кипящей воде в испарителях и, наконец, подогреваемой воде в экономайзерах. В результате температура воды первого контура снижается до значения,

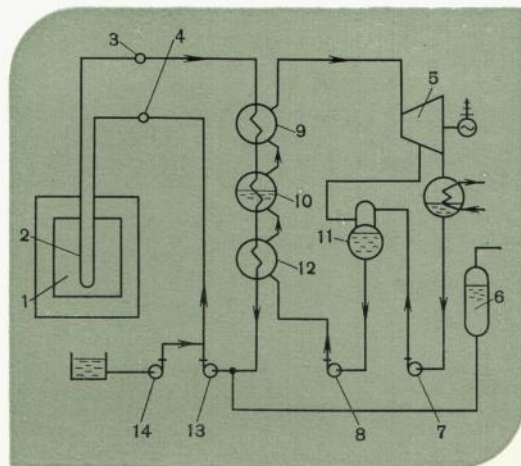


Рис. 2. Тепловая схема Первой АЭС:

1 — реактор; 2 — топливный канал; 3 — сборный коллектор; 4 — радиационный коллектор; 5 — турбоагрегат; 6 — компенсатор объема; 7 — конденсатный насос; 8 — питательный насос; 9 — парогенератор; 10 — испаритель; 11 — деаэрактор; 12 — подпиточный насос; 13 — главный циркуляционный насос; 14 — подпиточный насос.

в основном определяемого температурой насыщения при давлении пара в испарителе, т. е. практически почти во всех режимах до 190°C , и поступает на вход в реактор. Выработанный в парогенераторах пар при давлении $12,5\text{ атм}$ и температурой $260\text{--}270^{\circ}\text{C}$ поступает в турбину, на валу которой установлен электрогенератор мощностью 5 Мвт . Вода и пар во втором контуре нерадиоактивны.

Первый контур включает в себя следующее основное технологическое оборудование: реактор, четыре парогенератора, четыре главных циркуляционных насоса и компенсаторы объема. Парогенераторы и главные циркуляционные насосы размещены каждый в отдельном защитном бетонном боксе. На основных трубопроводах первого контура, находящихся в специальном коридоре коммуникаций также за бетонной защитой, установлена запорная арматура для выведения в ремонт оборудования в случае выхода его из строя. Арма-

тура позволяет отсекать от контура и ремонтировать независимо от работы остальных каждый из четырех парогенераторов и каждый из четырех главных циркуляционных насосов.

В технологической схеме АЭС были также предусмотрены теплообменники так называемого водо-водяного режима, предназначенные для отработки режимов работы реактора на начальном этапе пуска без подачи пара на турбогенератор. Эти теплообменники могли обеспечить сьем 100% тепловой мощности. Использовались они весьма ограниченно в начальный период эксплуатации и впоследствии были демонтированы за ненадобностью. Кроме того, на аварийный случай в составе первого контура был также предусмотрен дополнительный аварийный холодильник на 15% мощности, однако в связи с достаточной надежностью оборудования он практически не использовался.

Кроме основного технологического оборудования первый контур имеет ряд вспомогательных, необходимых для осуществления основных технологических режимов и операций систем:

подпитки дистиллятом и поддержания давления;

дренажей и воздушников для опорожнения контура и удаления воздуха при заполнении; промывки и дезактивации оборудования для уменьшения поверхностной активности оборудования при необходимости проведения ремонтных работ;

контроля за работой технологических каналов с контрольно-измерительными датчиками и трактами импульсных линий.

Все трубопроводы первого контура, как основные, так и вспомогательные, выполнены из нержавеющей стали $1\text{X}18\text{H}9\text{T}$.

Давление в первом контуре создается и поддерживается с помощью компенсаторов объема и подпиточных насосов.

Газовые компенсаторы объема (рис. 3) состоят из сосудов высокого давления и подключены к первому контуру на всасывании главных циркуляционных насосов. Они заполнены частично водой и частично газом и служат для подпитки первого контура водой при срабатывании аварийной защиты, расхолаживании и для приема воды

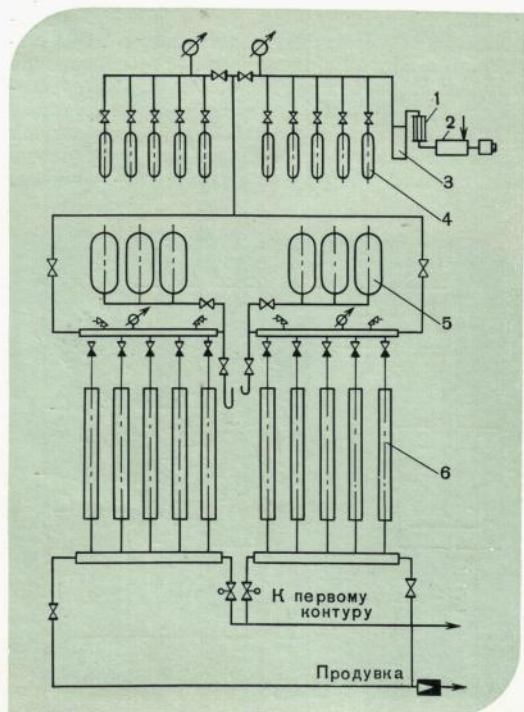


Рис. 3. Схема компенсаторов объема:

1 — компрессор; 2 — холодильник; 3 — осушители; 4 — баллоны со сжатым воздухом; 5 — дополнительные воздушные емкости; 6 — баллоны компенсаторов.

при разогреве контура. В целях уменьшения попадания газа из компенсаторов объема в первый контур они установлены в конце тупиковой линии длиной 80 м и имеют специальные разделительные поплавки для уменьшения поверхности контакта воды с газом. Рабочий объем компенсатора составляет 800 л. Компенсаторы объема имеют соответствующую систему снабжения газом с компрессором, ресиверными емкостями и другим оборудованием.

Парогенераторы состоят из последовательно включенных теплообменников: подогревателей, испарителей и перегревателей. Схема подогревателя и перегревателя, которые конструктивно выполнены одинаковыми, приведена на рис. 4, а испарителя — на рис. 5. Поверхность теплообмена одного испарителя равна 36 м², поверхность теплообмена одного подогревателя и одного перегревателя 18 м². Каждый из парогенераторов имеет два испарителя, два подогревателя и два перегревателя, оснащен необходимой контрольно-измерительной аппаратурой и автоматическими регуляторами поддержания уровней в испарителях и может быть отсечен от основного контура соответствующей запорной арматурой по воде и пару.

Главный циркуляционный насос центробежного типа (рис. 6) — двухступенчатый производительностью 150 м³/ч с напором 200 м вод. ст. Он рассчитан на работу при 3000 об/мин при температуре 190° С и давлении в контуре 100 атм. Насос выполнен из нержавеющей стали. Приводом главного циркуляционного насоса по проекту и на первом этапе был двигатель-генератор, питаемый по схеме Леонардо, что позволяло менять число оборотов насоса и соответственно расход через реактор для поддержания заданной температуры на выходе из активной зоны независимо от мощности реактора.

Самая сложная проблема при проектировании насоса состояла в создании такого сальникового уплотнения, которое исключало бы возможность протечки радиоактивной воды наружу, не снижало бы надежности работы насоса и не могло бы ни при каких условиях привести к заклиниванию вала и потере расхода теплоносителя через реактор. Сальники этого насоса должны были работать при разном внутреннем давлении в первом контуре, которое менялось с изменением расхода теплоносителя.

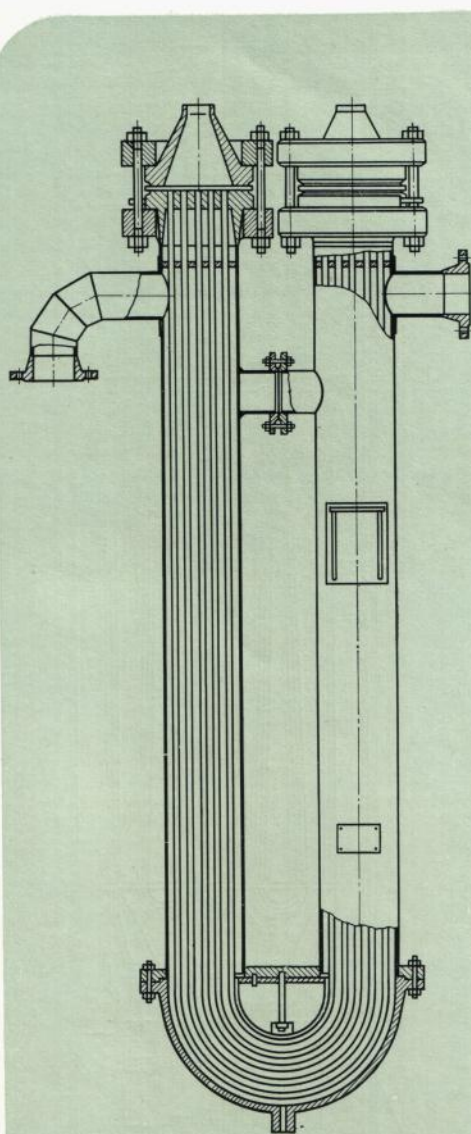
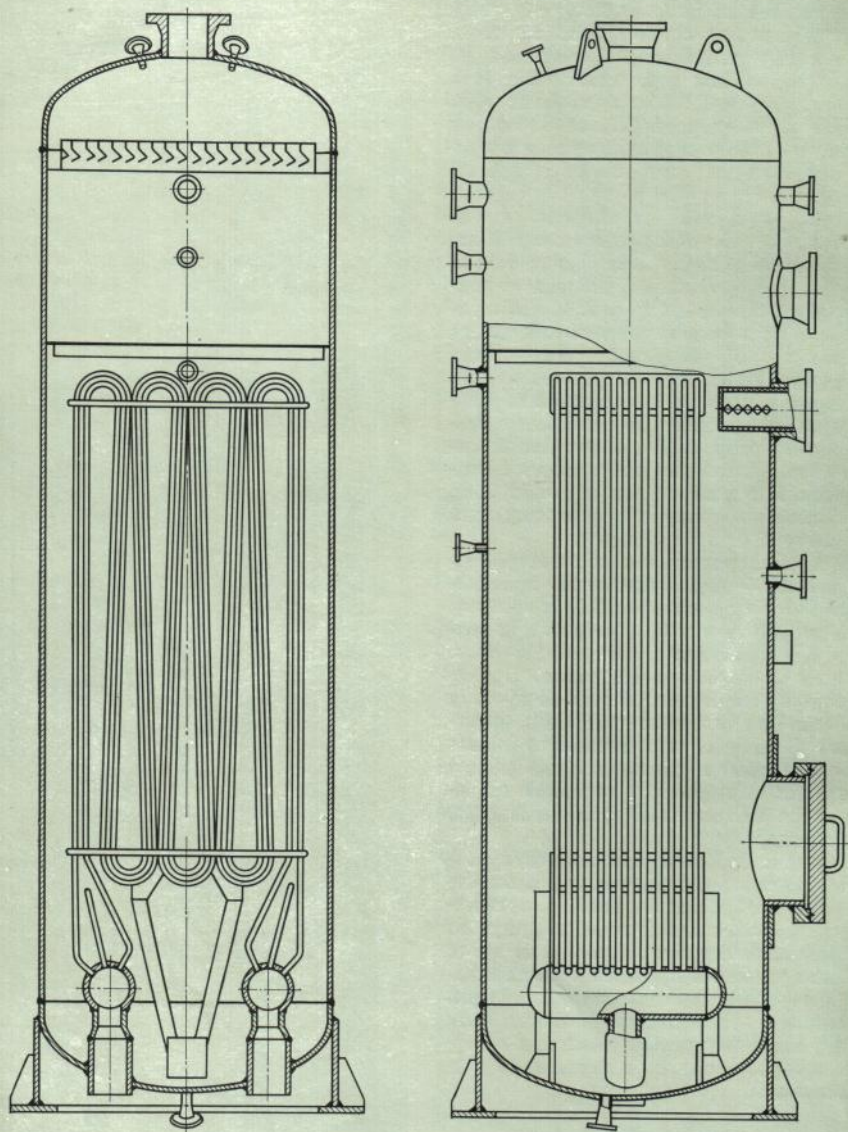


Рис. 4.1 Схема подогревателя и перегревателя парогенераторной установки.

Р и с. 5. Схема испарителя парогенераторной установки.



A black and white photograph of a large industrial machine, likely a press or mill. The machine features a heavy, dark cylindrical component in the center, surrounded by various mechanical parts, including bolts, nuts, and a large, light-colored, textured block. The machine is mounted on a sturdy base, and the overall appearance is that of a well-used, industrial-grade piece of equipment.

Система гидроавиационного управления успешно работает на АЗС по замене в 1963 г. топливных циркуляционных насосов бескалориметрическими центробежными насосами.

[illegible]

поступление воды в кладку по расчетам могло привести к большим положительным скачкам реактивности и должно было ограничиваться. Для этого в тракте технологического канала предусматривалось автоматическое отключающее устройство на входе и обратный клапан на выходе для предотвращения больших утечек воды в реактор при разрыве канала. В тракте имелось также расходомерное устройство с импульсными линиями и дифманометром, которое обеспечивало измерение и сигнализацию по расходу воды в канале, запорные вентили на входе и выходе для отключения канала от контура при перегрузке, термометр для измерений температуры теплоносителя на выходе из канала. Схема водяного тракта технологического канала приведена на рис. 9.

В окончательном проекте конструкция реактора выглядела следующим образом. Графитовая кладка реактора диаметром 3000 мм и высотой 4500 мм состояла из блоков двух типов. Активная зона была набрана из вертикально стоящих шести-гранных блоков с центральными отверстиями диаметром 65 мм, в которые вводились топливные каналы. Отражатель был выполнен в виде горизонтальных блоков, нанизанных на 24 вертикальных стойки, по которым циркулировала вода для отвода выделяемого в графитовом отражателе тепла.

В активной зоне диаметром 1500 мм и высотой 1700 мм располагались в треугольной решетке

с шагом 120 мм 128 топливных каналов и 22 канала стержней СУЗ. Из всех каналов СУЗ 18 предназначались для стержней ручного регулирования поля энерговыделения и компенсации запаса реактивности, а 4 — для аварийной защиты. Каналы для стержней автоматического регулирования мощности реактора находились в отражателе. В центре активной зоны размещался канал для физических экспериментальных устройств, а в отражателе — два канала для замера температуры графитовой кладки. Картограмма активной зоны и размещения в ней стержней СУЗ приведена на рис. 10. Вертикальный разрез реактора дан на рис. 11.

Над верхним отражателем расположена защита, состоящая из 200 мм чугуна и 1100 мм графита. Графитовая кладка собрана на нижней плите диаметром 3060 мм и толщиной 60 мм. Плита через опорное кольцо и домкраты установлена на фундаменте, внутри которого для охлаждения проложены змеевики. Охлаждение нижней плиты производится водой, циркулирующей по змеевикам, расположенным снизу плиты в коробках, залитых свинцом. Стойки отражателя вверх объединены надетым на них стальным кольцом. Сверху кладка закрыта верхней чугунной плитой толщиной над активной зоной 500 мм и по краям 200 мм. Плита опирается на кольцевой угольник, установленный на домкратах, расположенных на круговом выступе бака боковой водяной защиты.

Верхняя плита в своей центральной части имеет отверстия, соответствующие отверстиям в кладке реактора. Над этими отверстиями установлены стойки (трубы), крепящиеся к плите болтами, а сверху заканчивающиеся фланцами, к которым крепятся каналы. Внутрь отверстий в плите вставлены трубы, которые нижними концами заведены в верхние чугунные блоки, расположенные над графитовыми блоками.

Кладка реактора заключена в стальной кожух диаметром 3050 мм и высотой 4800 мм. Для улучшения теплоотдачи и снижения температуры графита полость кладки и зазоры между графитовыми блоками в начальный период эксплуатации были заполнены гелием. В дальнейшем гелий был заменен азотом. Вокруг кожуха реактора расположен кольцевой бак водяной боковой защиты внутренним диаметром 4100 мм. Ширина бака по радиусу 1000 мм. Бак разбит на четыре отсека,

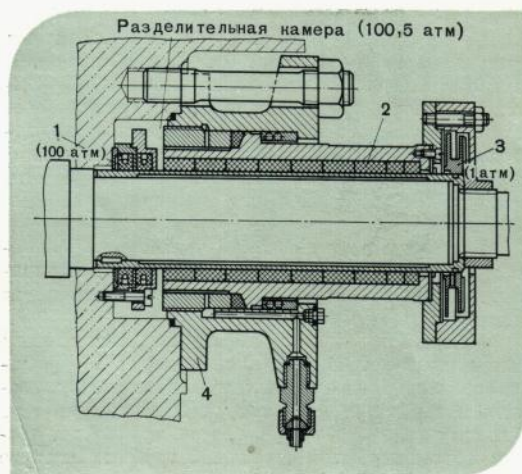
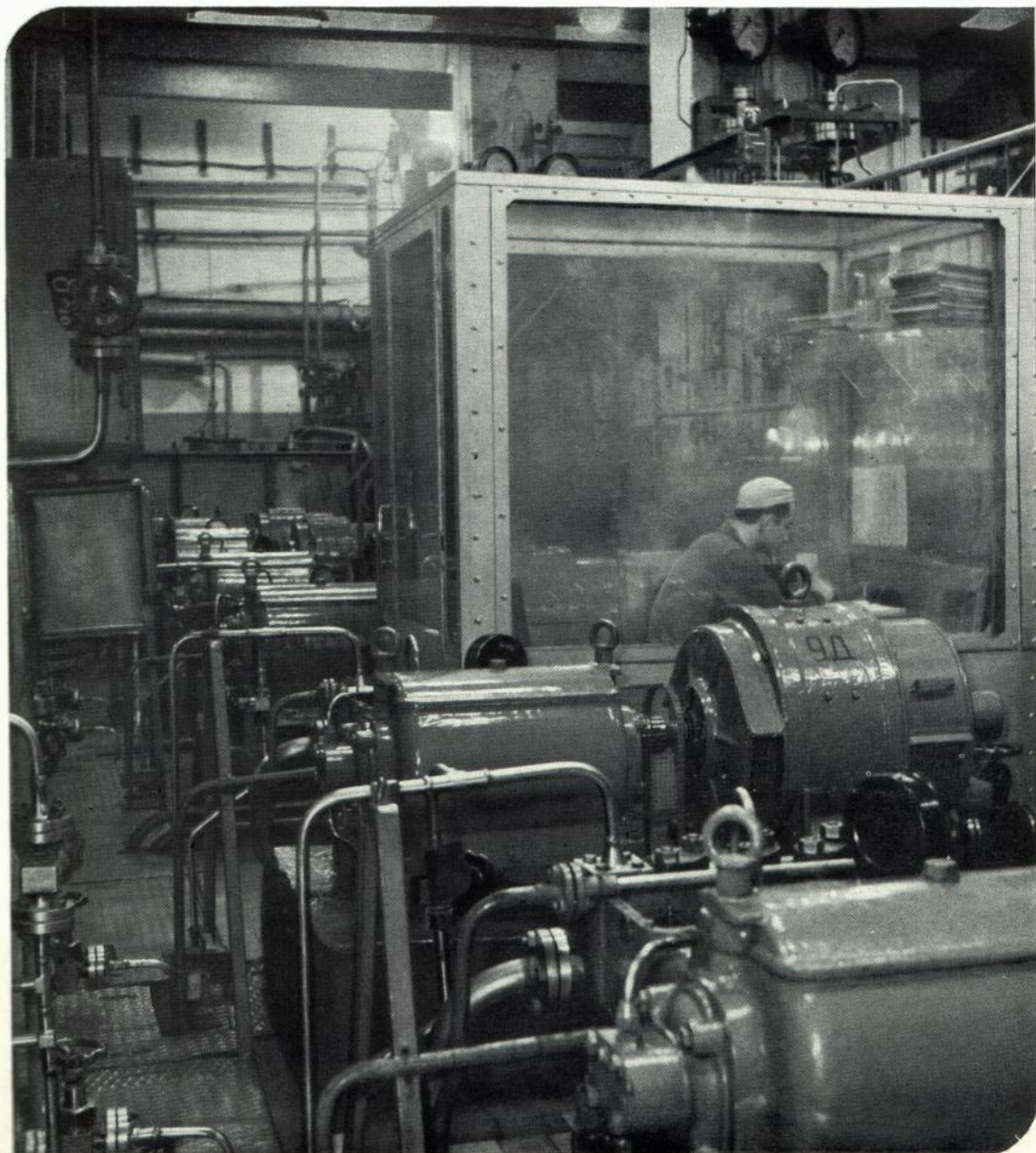


Рис. 7. Уплотнение вала главного циркуляционного насоса: 1 — внутреннее уплотнение; 2 — графитовое кольцо; 3 — импеллер; 4 — корпус сальника.

Р и с. 8. Подпиточные и уплотнительные насосы.



изолированных один от другого. Выделяющееся в водяной защите тепло снимается водой, циркулирующей через змеевики.

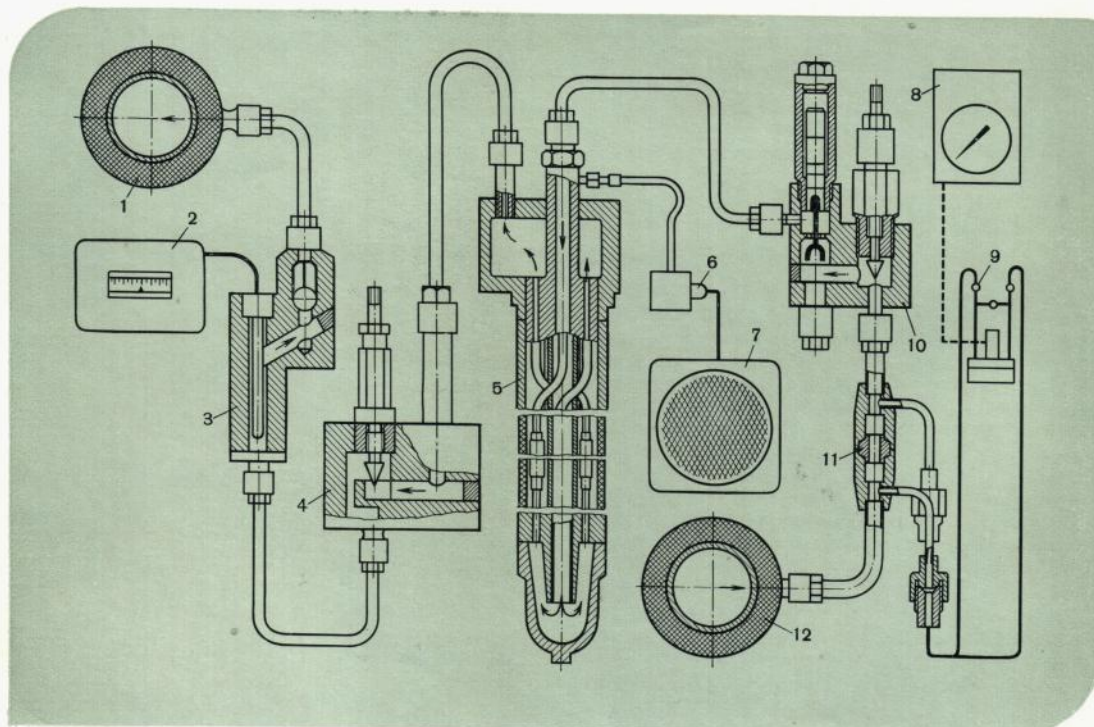
Над верхней чугунной плитой между стояками расположены трубопроводы для подвода воды к топливным каналам и отвода от них. Распределительный коллектор воды расположен сбоку от реактора, а сборный кольцевой коллектор нагретой воды — над верхней плитой. Реактор вместе с водяной защитой от излучения размещается в бетонной шахте с толщиной стен около 3000 мм. Над реактором и шахтой расположено разборное перекрытие из чугунных плит толщиной 200 мм.

Стержни системы управления реактором перемещаются с помощью сервоприводов, размещенных в специальном помещении сбоку от реактора. Движение от сервоприводов к стержням передается с помощью тросов, которые выводятся из активной зоны вверх и через систему блоков попадают в помещение сервоприводов.

Топливный канал реактора (рис. 12) — цилиндрическая конструкция диаметром 65 мм и длиной 6500 мм, состоит из головки, графитовых твэлов и трубки для воды первого контура. Вода подводится от распределительного коллектора к верхней головке канала, откуда по трубке размером $15 \times 0,6$ мм подается вниз к хвостовику канала. В хвостовике вода распределяется по четырем периферийным трубкам размером $9 \times 0,4$ мм с твэлами, поднимается к верхней головке, откуда отводится к собирающему кольцевому коллектору.

Разность температурных удлинений трубок канала компенсируется змеевиковыми компенсаторами, расположенными на каждой периферийной трубке у верхней головки.

По схеме движения теплоносителя канал представляет собой U-образную конструкцию с односторонним подводом и отводом воды. Такая схема



была выбрана исходя из соображений компактности и представлений того времени о большей надежности и большем удобстве эксплуатации реактора при полностью сменяемом канале. Рассчитывать на ресурс работы каналов в активной зоне, равный возможному сроку службы АЭС, в то время не было оснований.

Наличие опускного участка в выбранной конструкции канала несколько снижает энергонапряженность реактора и ухудшает физические показатели из-за введения дополнительных конструкционных материалов в активную зону. Однако для реактора малых размеров с большой утечкой нейтронов наличие воды в опускном участке в какой-то мере компенсирует дополнительное поглощение нейтронов и, кроме того, делает менее опасной аварию с заливом кладки водой при разрыве канала. Конструктивно канал и твэл выполнены так, чтобы тепло, выделяющееся в графитовой кладке реактора, частично отводилось водой, протекающей вниз по опускной трубке канала, и частично водой, охлаждающей твэлы. На оболочке твэлов имеются наружные гофры, которые центрируют твэлы в отверстиях графитовых втулок.

Контроль за целостностью наружных оболочек твэлов ведется путем прокачивания реакторного газа через полость канала и измерения его активности; появление течи в трубках каналов определяется по увеличению давления в полости канала с помощью специальных сигнализаторов давления.

В отсеках кольцевого бака водяной защиты имеются вертикальные каналы для ионизационных камер, контролирующих нейтронный поток и служащих датчиками для срабатывания аварийной защиты в реакторе. Система аварийной защиты спроектирована таким образом, что аварийные стержни, гасящие цепную реакцию, срабатывают, т. е. вводятся в активную зону под действием собственного веса за 0,6 сек с момента поступления сигнала. Стержни удерживаются в верхнем поло-

жении электромагнитами и при обесточивании последних также автоматически падают в активную зону.

Система аварийной защиты обеспечивает автоматическое прекращение цепной реакции и быстрое снижение мощности реактора при следующих неисправностях на АЭС:

исчезновение электропитания электронной аппаратуры и датчиков, контролирующих плотность потока нейтронов в реакторе;

исчезновение напряжения тока, питающего электродвигатели главных циркуляционных насосов;

отсутствие напряжения на приводах стержней-поглотителей;

отсутствие напряжения на шинах двух вводов внешнего электроснабжения;

нарастание мощности реактора со скоростью, превышающей удвоение за 20 сек;

превышение мощности над заданной более чем на 20 %;

снижение расхода воды через любой из топливных каналов более чем на 20 %;

снижение уровня воды в компенсаторе объема ниже заданного;

выход из активной зоны стержней обоих автоматических регуляторов.

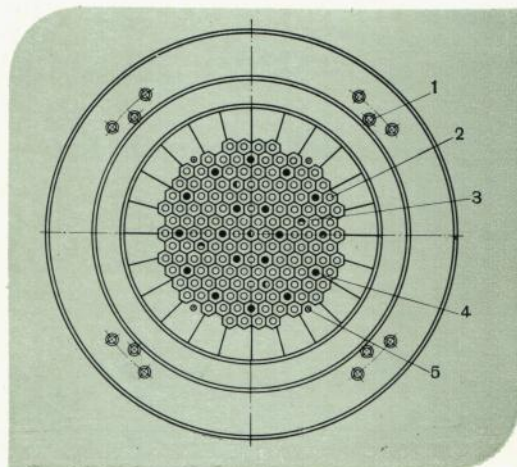
Как уже говорилось выше, одной из важнейших задач при создании Первой АЭС была разработка конструкции и технологии изготовления тепловыделяющего элемента — самой напряженной

Рис. 9. Водяной тракт топливного канала:

1 — выходной коллектор; 2 — прибор для измерения температуры; 3 — обратный клапан с термометром сопротивления; 4 — вентиль; 5 — топливный канал; 6 — реле давления; 7 — световое табло; 8 — вторичный прибор измерения расхода воды; 9 — датчик расхода; 10 — отключающее устройство; 11 — дроссельное устройство; 12 — напорный коллектор.

Рис. 10. Схема расположения каналов:

1 — каналы ионизационных камер; 2 — топливные каналы; 3 — каналы аварийной защиты; 4 — каналы ручного регулирования; 5 — каналы автоматического регулирования.



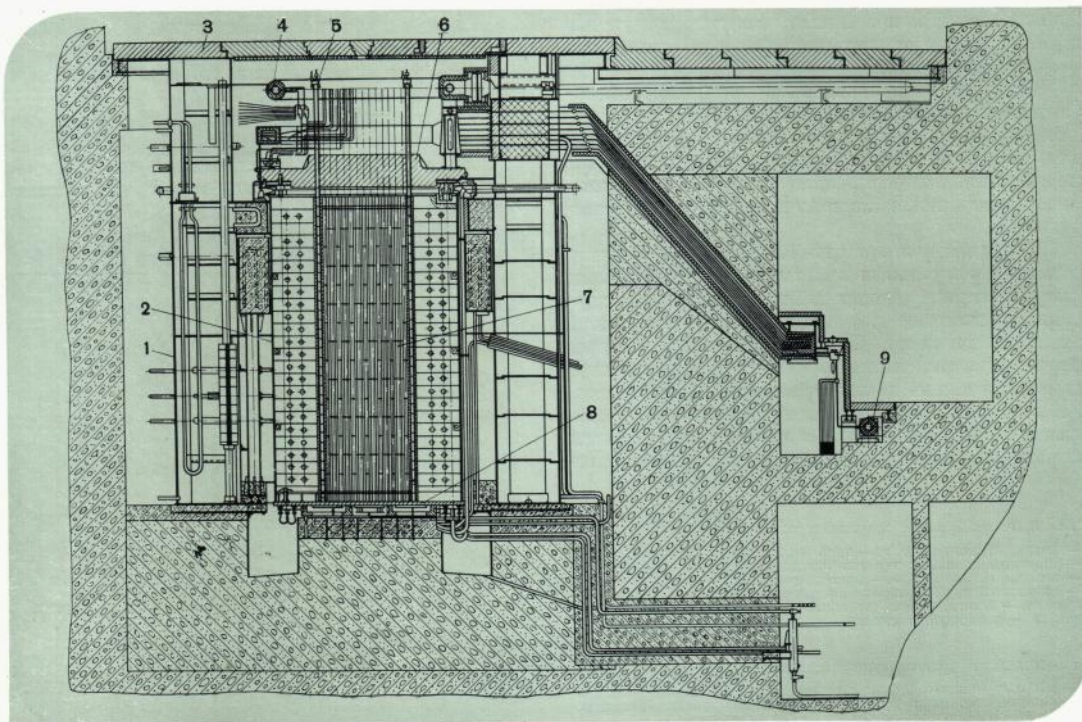
конструкции в реакторе, которая должна работать в условиях большой плотности энерговыделения (до 1 ккал/см^3 топлива) под воздействием нейтронного потока плотностью до $5 \cdot 10^{13} \text{ нейтрон/(см}^2 \cdot \text{сек)}$.

Отвод такого количества тепла от ядерного топлива и передача его воде первого контура без перегрева твэла требовали применения высоко-теплопроводной топливной композиции, тонкостенных высокой точности оболочечных труб и надежного, сохраняющегося во времени теплового контакта оболочки твэла с топливом.

На выбор композиции в первую очередь должны были оказать влияние эксперименты по совместимости ее с материалом оболочек. Особотонкостенные высокоточные трубы необходимо было получить от промышленности, перед которой подобная задача ставилась впервые. Надежный тепловой контакт необходимо было подтвердить испытаниями твэлов на тепловых стендах и в реакторе РФТ.

Для развития экспериментальных работ следовало наладить производство особотонкостенных трубок из нержавеющей стали наружным диаметром 9 мм, толщиной стенки 0,4 мм и длиной 2500 мм. Впоследствии к этой основной трубке добавились трубки для кожухов твэлов наружным диаметром 14 мм и толщиной стенки 0,2 мм, а также трубы для каналов СУЗ.

Первые партии труб не полностью удовлетворяли поставленным требованиям по разностенности, геометрическим размерам, загрязненности металла неметаллическими включениями, по качеству поверхности и прочностным характеристикам. По мере освоения технологии производства был введен более жесткий контроль за технологическими операциями, начиная с производства трубных заготовок и кончая приемкой готовых изделий, и введена электрополировка поверхностей для лучшего выявления дефектов. Качество труб повысилось и достигло требуемого уровня.



Много усилий было затрачено на разработку технологического процесса и технологической оснастки для соединения тонкостенных трубок и приварки их к головкам каналов. Для этого были использованы точечношаговые машины.

Согласно расчетам, для надежной работы реактора необходимо было обеспечить отвод выделяющегося в твэле тепла так, чтобы температура урана не превышала 450°C .

Температура урана определяется температурой охлаждающей воды и температурными перепадами на участках, через которые последовательно проходит отводимое тепло, а именно: на участке от внутренней стенки трубки твэла к охлаждающей воде, на стенке трубки, на контактом сопротивлении трубки с топливной композицией и в самом топливном слое. Все перепады температуры зависят от теплопроводности применяемых материалов, толщины стенок или слоев, величины теплового потока, скорости воды и для выбранной конструкции твэла могут быть заранее с достаточной точностью определены расчетным путем. Температурный перепад в месте соприкосновения внутренней трубки твэла с топливом не поддавался расчету и мог меняться в зависимости от условий изготовления и эксплуатации.

Таким образом, для надежной работы твэла в реакторе необходимо было сохранить в течение всей кампании постоянный тепловой контакт в месте соприкосновения трубки с ураном. Считалось, что этого можно достичь следующими путями: создать диффузионное сцепление между стальной трубкой и ураном. Тогда прохождение тепла от урана к трубке будет аналогично прохождению тепла в металле;

создать контакт между стальной трубкой и ураном через тонкий слой жидкого металла. Чтобы не увеличивать температуру урана, толщина слоя должна быть по возможности небольшой.

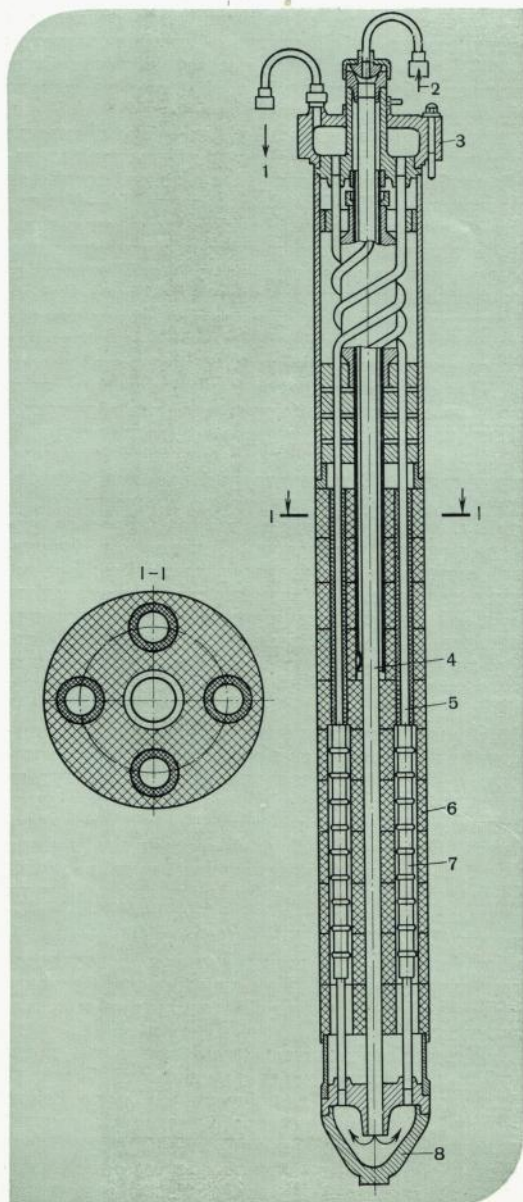
Из-за отсутствия опыта нельзя было отдать предпочтение тому или иному варианту твэла, и поэтому работы по их созданию велись параллельно.

Рис. 11. Вертикальный разрез реактора:

1 — боковая водяная защита; 2 — кожух кладки; 3 — верхнее перекрытие; 4 — сборный коллектор; 5 — топливный канал; 6 — верхняя плита; 7 — графитовая кладка; 8 — нижняя плита; 9 — распределительный коллектор.

Рис. 12. Разрез топливного канала:

1 — выход воды; 2 — вход воды; 3 — верхняя головка; 4 — труба центральная; 5 — труба твэла; 6 — графитовые втулки; 7 — тепловыделяющий элемент; 8 — нижняя головка.



Первые твэлы с диффузионным сцеплением представляли собой стальные трубки размером $9 \times 0,4$ мм, длиной 400 мм, на которые были насажены без подслоя и с подслоем из никеля четыре втулки из урана размером $12 \times 1,5$ мм, длиной 50 мм каждая. Диффузионное сцепление достигалось путем дорнования внутренней стальной трубки в трубках из урана с выдержкой при температуре 700–760°С в течение 10–60 мин или обжатием стальной трубки давлением газа.

Эти твэлы были подвергнуты тепловым испытаниям для проверки качества диффузионного сцепления при тепловом потоке $2 \cdot 10^6$ ккал/(м²·ч). Контакт должен был сохраняться и при резких температурных изменениях, создаваемых быстрым повышением или снижением теплового потока.

Прямое пропускание электрического тока через первые твэлы исключалось, поэтому тепловыделение в них создавалось с помощью индуктора, охватывающего испытываемый твэл полностью или частично. В последующих вариантах конструкций, имевших сплошную по высоте урановую трубку, тепловыделение создавалось прямым пропусканием тока через твэл. Качество диффузионного сцепления определялось визуально: при наличии хорошего контакта наружная поверхность урановой трубки была темной. При нарушении контакта она нагревалась до покраснения, а покраснев один раз, продолжала перегреваться и краснеть даже при малых тепловых потоках $(0,2 \div 0,3) \cdot 10^6$ ккал/(м²·ч).

Осмотр после испытаний показывал, что внутренняя поверхность трубок из урана сильно окислена, а наружная поверхность стальных трубок имеет много нарушений в диффузионном слое. Отрыва диффузионного слоя от урана не наблюдалось. Диффузионный слой состоял из никеля и урана, продиффундировавших друг в друга. На некоторых экспериментальных твэлах или их отдельных звеньях удавалось получить тепловые потоки $(2,5 \div 3,0) \cdot 10^6$ ккал/(м²·ч). Однако время работы твэлов при таких потоках исчислялось несколькими часами. При тепловом потоке около $2 \cdot 10^6$ ккал/(м²·ч) твэлы работали несколько десятков часов.

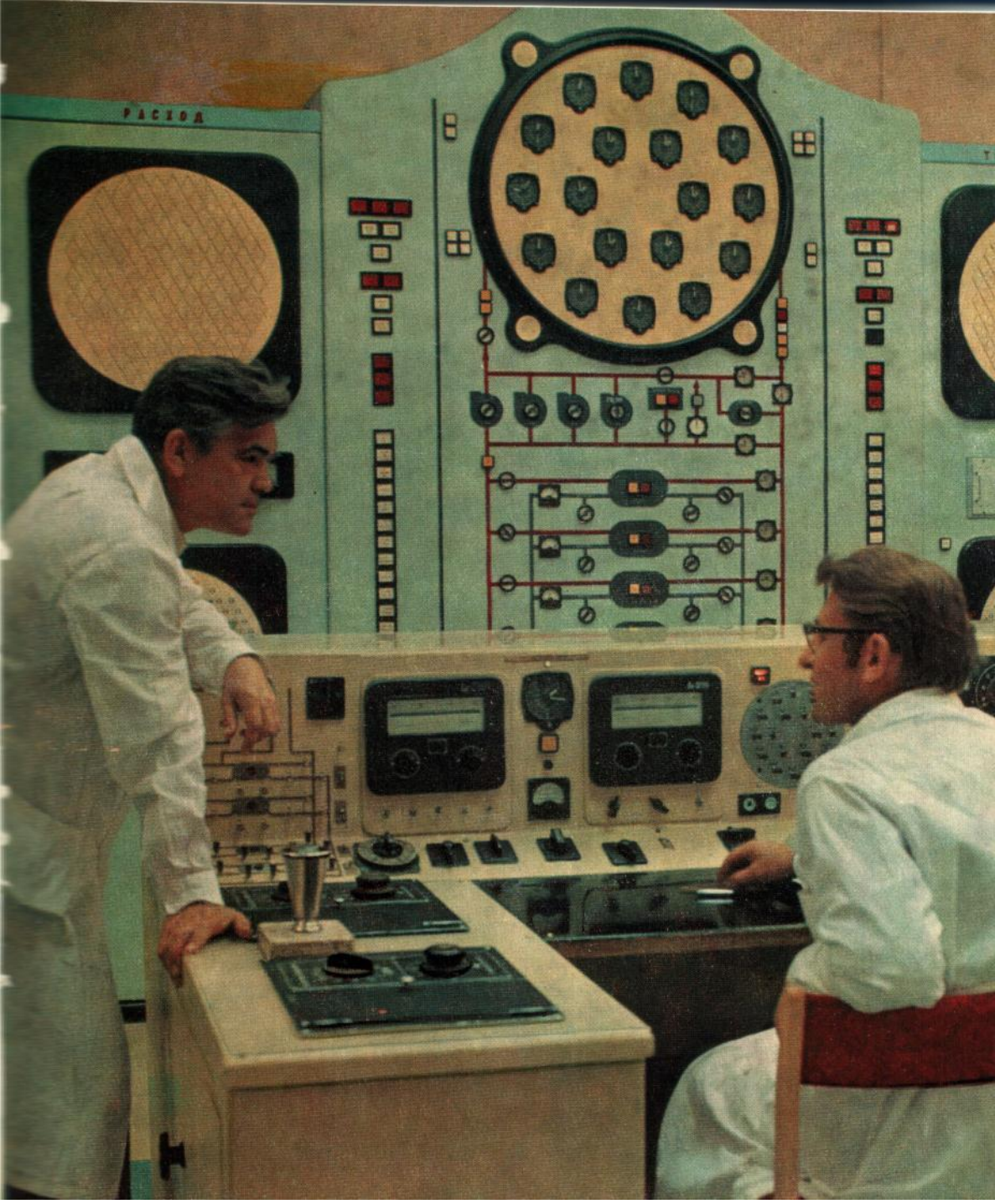
Лучшие результаты стали получать, когда трубки из чистого урана заменили трубками из сплава урана с 9% молибдена, а в зазор между стальной и урановыми трубками стали вводить такие металлы, как кальций, магний и др. Время работы образцов на испытательном стенде при тепловом потоке $2 \cdot 10^6$ ккал/(м²·ч) увеличилось до нескольких сот часов.

Первоначально предполагалось, что урановые трубки снаружи не будут иметь стального покрытия. Однако, хотя испытания твэлов на стенде проводились в защитной атмосфере гелия, наблюдалось некоторое окисление поверхности урана: у чистого урана в большей степени, у сплава урана с молибденом — в значительно меньшей. Нанесение на поверхность урана защитных покрытий не избавляло от окисления полностью. Поэтому для предохранения урана от воздействия на него реакторной атмосферы было решено ввести в конструкцию твэла наружный кожух в виде тонкостенной герметичной трубки из нержавеющей стали, а свободное пространство внутри твэла заполнить гелием.

В процессе дальнейших испытаний стало ясно, что неоднородности различного происхождения в уранмолибденовой трубке могут вызывать локальные перегревы, а внутренние напряжения в ней в отдельных случаях приводили к растрескиванию трубки. Это обстоятельство, на первых порах рассматривавшееся как своего рода дополнительная трудность, вскоре было переосмыслено и привело к идее дисперсионного твэла на основе уранмолибденового сплава в магниевой матрице. Твэлы такого типа блестяще прошли испытания на стенде, выдержав тепловые потоки вплоть до $7 \cdot 10^6$ ккал/(м²·ч); больших потоков не могла выдерживать сама установка. Последующие испытания в реакторе РФТ также подтвердили высокую надежность этой конструкции.

Диспергированное ядерное горючее в теплопроводящей матрице-разбавителе позволило создать для Первой АЭС высоконадежные твэлы, способные работать с большой энергонапряженностью при значительных тепловых нагрузках. Испытания этих твэлов в реакторе РФТ показали, что они также весьма слабо подвергаются деформации и распуханию под облучением при достаточно большой глубине выгорания ядерного горючего.

Решающую роль в достигнутом успехе сыграло огромное внимание, которое в процессе разработки уделялось вопросам контроля качества исходных материалов и труб, а также технологии контроля в процессе изготовления твэлов. Начиная с проверки качества внутренней поверхности исходных труб специально созданными перископами и кончая проверкой «последнего» сварного шва на твэле — все методы и средства контроля по существу были либо созданы вновь, либо серьезно усовершенствованы применительно к более жестким требованиям чистоты, точности и надеж-



ности для изделий ядерного класса. Параллельно с созданием технологии изготовления и пооперационного контроля в процессе производства были разработаны и внедрены методы и средства неразрушающего контроля качества готовых твэлов. Опыт эксплуатации показал, что такое внимание к вопросам контроля вполне себя оправдало — в течение многих лет эксплуатации твэлы Первой АЭС продемонстрировали исключительно надежную работу.

Впоследствии твэлы дисперсионного типа нашли применение в различных типах реакторов не только на основе сплавов урана, но и на основе двуокиси урана, в частности в твэлах для реакторов с перегревом пара Белоярской АЭС.

Разработка технологии и создание твэла дисперсионного типа для Первой АЭС — большая заслуга коллектива, работавшего над этой проблемой под руководством В. А. Малых.

Таким образом, к середине 1953 г. появилась уже вполне определенная однозначная конструкция активной зоны с использованием дисперсионного твэла на основе ураномолбденового сплава с магнием, работоспособность которого к этому времени была подтверждена в объеме, признанном достаточным для изготовления первой штатной загрузки реактора.

Каждый, кто имел дело с разработкой и конструированием реакторов, вероятно, мог убедиться в том, что наилучший успех достигается, если расчетные и экспериментальные работы проводятся почти одновременно или с небольшим опережением расчетов по отношению к экспериментам. Это опережение необходимо для существенной экономии общих затрат на разработку конструкций.

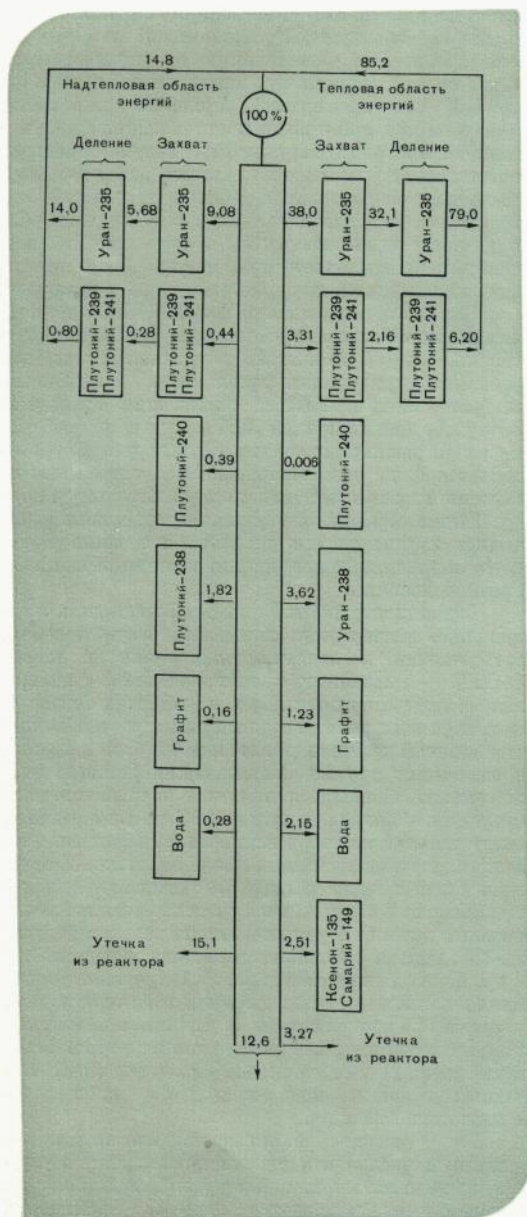
Сказанное относится и к физическим расчетам ядерных реакторов. Однако необходимо отметить следующую особенность. Важнейшие физические характеристики реактора, такие, как критическая загрузка и запас реактивности на выгорание топлива, могут быть определены лишь с точностью, которая с учетом реальных точностей расчетов и допусков при изготовлении не дает полной уверенности в том, что фактические характеристики реактора будут вполне соответствовать расчетным. Именно поэтому создание всякого нового реактора приводит, как правило, к необходимости сооружения опытного физического стенда (критической сборки реактора) для экспериментальных измерений реальных физических характеристик реактора, иногда при рабочей температуре и давлении. Это сооружение по существу представляет собой

по возможности натурную сборку активной зоны реактора, оснащенную специальной измерительной техникой и рассчитанную на осуществление в ней цепной реакции при минимальной контролируемой, так называемой «нулевой» мощности, работа на которой практически не сопровождается появлением радиоактивности. Такую проверку соответствия фактических характеристик реактора расчетным желательно проводить по возможности на стадии разработки технического проекта оборудования и систем, чтобы в случае выявления каких-либо несоответствий можно было выполнить необходимую корректировку еще в проектах.

Что касается реактора Первой АЭС, то такой желательной схемы организации работ не получилось. Это объясняется, в частности, тем, что реальная конструкция твэла была окончательно выбрана лишь в 1953 г. Физический стенд был сооружен лишь в начале 1954 г., когда разработка проектов различных систем и конструкций оборудования была уже завершена, а строительство станции и монтажные работы приближались к концу. Таким образом, расчетные исследования физических характеристик реактора в течение почти всего периода проектирования станции оставались преобладающими.

Главная трудность, с которой все время сталкивались расчетчики физической части проекта, заключалась в недостаточной точности наших знаний о сечениях взаимодействия нейтронов с ядрами применяемых в реакторе материалов. Ряд этих констант для промежуточной области энергий нейтронов все еще не был измерен, в значениях других существовали большие расхождения. Конечно, в процессе разработки конструкции реактора и самой АЭС методы физического расчета реактора непрерывно совершенствовались, а исходные константы уточнялись. Появились более точные данные по поведению сечений в резонансной области, в частности, резонансные интегралы деления и радиационного захвата для урана-235, данные о большом резонансе плутония-239 и др. Было экспериментально обнаружено уменьшение числа вторичных нейтронов на один захват в уране-235 при переходе от тепловых нейтронов к промежуточным. Все это позволило учесть более точно деления в надтепловой области и такие вторичные эффекты, как резонансное поглощение в плутонии-239 и др.

Была развита теория глубокого выгорания топлива в реакторе с учетом поглощения в продуктах деления в тепловой и резонансной областях энергии и изменения потока нейтронов



в процессе выгорания. Однако оценки точности физических расчетов реактора Первой АЭС указывали на неприемлемые погрешности, хотя использование аналогичных констант в расчетах реактора РФТ и некоторых критических сборок Института атомной энергии давало удовлетворительное совпадение с опытом.

Сомнения в точности расчетов главным образом были обусловлены тем, что реактор Первой АЭС отличался большой геометрической сложностью каналов и твэлов. С созданием в начале 1954 г. физического стенда реактора Первой АЭС опасения в возможности больших погрешностей в расчетах, по крайней мере для начального периода работы реактора, отпали, но не исключалось возникновение существенных неточностей в определении реальной кампании, т. е. продолжительности работы реактора без перегрузки.

Объем и трудность выполненных расчетных работ были очень велики, особенно если учесть, что в то время расчеты проводились с помощью клавишных механических машин. Поэтому при проектировании ищились возможные пути сокращения времени расчетов. В частности, для определения критических размеров реакторов с отражателями различных геометрических форм было получено универсальное уравнение двухгруппового приближения. В этом приближении было выполнено большинство расчетов, что позволило существенно сократить затраты труда. Оно оказалось полезным и для будущих более точных расчетов реакторов.

В первой партии топливных каналов, загруженных в реактор в мае 1954 г., содержалось 546 кг урана 5%-ного обогащения ураном-235. Отношение числа ядер замедлителя (углерода и водорода) к числу ядер урана в рабочем состоянии составляло соответственно 174 и 4,2. В качестве конструкционного материала для топливных каналов, каналов системы управления и защиты и оболочек твэлов была использована нержавеющая сталь 1Х18Н9Т. Всего в активной зоне содержалось 204 кг стали, 54,3 кг молибдена и 62 кг магния.

В реакторе за счет деления осколков деления урана, поглощения γ -квантов и β -частиц генерируется 90% тепла в твэлах и конструкционных материалах топливных каналов. Примерно 8,2% тепла выделяется в графите активной зоны за счет

Рис. 13. Баланс нейтронов в реакторе Первой АЭС для конца кампании.

поглощения γ -квантов и замедления нейтронов и 1,5% — в графите бокового отражателя.

На рис. 13 приводится расчетный баланс нейтронов в реакторе Первой АЭС для одного из моментов работы. Из баланса, в частности, видно, что относительно велики утечка нейтронов из реактора и поглощение их конструктивными материалами. Это следствие малого размера активной зоны и использования в ней стали, т. е. своего рода плата за надежность и опытный характер установки. Следовательно, в перспективе желательно увеличение размеров и мощности реактора, применение материалов, слабо поглощающих нейтроны, и т. п. Как известно, именно по этому пути и пошло дальнейшее развитие реакторов для АЭС.

Особое внимание при расчете физических характеристик реакторов Первой АЭС уделялось нестационарным процессам. Были изучены значительные изменения реактивности в зависимости от температурных эффектов, обезвреживания реактора, попадания воды в графитовую кладку и другие эффекты, связанные с ядерной и радиационной безопасностью, многие аварийные ситуации и их связь с физикой и теплофизикой реактора.

Энергетический реактор отличался от предшествовавших высокой температурой теплоносителя и значительным изменением плотности воды при разогреве и расхолаживании реактора. Основная задача состояла в определении зависимости эффективного коэффициента размножения нейтронов от количества воды в реакторе. Если с увеличением температуры воды и уменьшением ее плотности эффективный коэффициент размножения нейтронов будет падать, то при уменьшении или прекращении подачи теплоносителя в реактор не возникнет опасного быстрого возрастания мощности реактора, т. е. реактор в этом случае будет обладать свойствами саморегулирования. В таком реакторе легче выдерживать запасы до предельно допустимых значений мощности каналов при случайных изменениях расхода теплоносителя, так как уменьшение расхода вызывает уменьшение мощности. Это качество реактора ценно и в аварийной ситуации, связанной с гипотетическим полным прекращением подачи воды в реактор, особенно, если при этом авария осложняется отка-

зом аварийной защиты реактора. Вскипание и удаление воды из реактора в этом случае приведут к полному прекращению реакции деления. Применительно к реактору Первой АЭС подкритичность его получается даже более глубокой, чем при вводе стержней аварийной защиты. С другой стороны, если в графитовый реактор, обладающий положительным плотностным коэффициентом изменения размножающих свойств, добавляется вода, например в результате разрыва канала, мощность его начинает нарастать, и для быстрой остановки реактора необходимо действие органов системы управления и защиты.

При конструировании реактора Первой АЭС были сделаны крайние оценки последствий возможного аварийного разрыва канала в предположении, что вода вытекает в графитовую кладку и остается в ней не стекая; в результате происходит затопление кладки водой. Было показано (рис. 14), что имеющихся стержней аварийной защиты достаточно, чтобы остановить реактор даже в такой практически невероятной аварийной ситуации.

Ввиду важности с точки зрения безопасности правильного учета этих двух потенциально опасных процессов (уменьшение подачи теплоносителя в реактор и поступление воды в него при разрыве канала), по-разному воздействующих на изменение мощности реактора, было признано, что всегда желательно иметь отрицательный мощно-

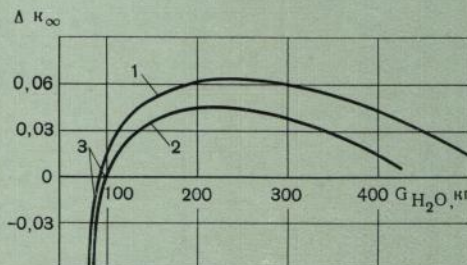


Рис. 14. Изменение реактивности реактора $\Delta \kappa_{\infty}$ в зависимости от количества воды G_{H_2O} , находящейся в активной зоне:

1 — при рабочей температуре; 2 — при температуре 20°С; 3 — номинальное количество воды в реакторе.

стной и положительный плотностной коэффициенты изменения размножающих свойств реактора, так как в противном случае возникновение и протекание таких, хотя и маловероятных, аварий, как разрыв контура при одновременном отказе аварийной защиты, усугубляется нарастанием мощности при выкипании воды.

Для реактора Первой АЭС экспериментально было показано, что при разрыве трубки твэла скорость истечения воды в кладку не превышает 2 л/сек, т. е. меньше, чем допустимо по расчету (рис. 15). Были проведены также исследования аварийной ситуации, возникающей при обесточении двигателей главных циркуляционных насосов первого контура, и показано (рис. 16), что при нормальном срабатывании стержней аварийной защиты инерции роторов двигателей, насосов и воды в контуре достаточно, чтобы в течение по крайней мере 30 сек температура твэлов оставалась ниже допустимой. Этого времени вполне хватит для переключения на аварийный источник электрического питания.

В целях повышения надежности реактора большое внимание было уделено отработке конструкции топливных каналов в части гидродинамики, компенсации температурных удлинений, выбора зазоров между твэлами и графитовой втулкой, между втулкой и графитовыми блоками кладки реактора, технологии изготовления каналов, процессам загрузки и выгрузки их из реактора.

В период проектирования Первой АЭС сведения о поведении графита под облучением при высокой температуре были довольно ограничены. Не исключалась возможность его распухания и крипа. Деформация графитовой кладки реактора могла приводить к искривлению установленных в ней топливных каналов. Надо было обеспечить определенную податливость топливных каналов, чтобы они могли не только выдержать известную деформацию ячеек графитовой кладки без разрушения, но и чтобы их можно было без чрезмерных усилий извлекать и устанавливать при перегрузке. Кроме конструктивных мер, предусмотренных при изготовлении и монтаже самой графитовой кладки, для сохранения геометрии ячейки в процессе эксплуатации сам топливный канал был выполнен так, чтобы его перемещение в искривленной ячейке, если такая ситуация все же возникнет, было возможным и представляло собой нормальную технологическую операцию. Использование в конструкции топливного канала трубок наружным диаметром менее 20 мм и надетых на них графитовых втулок небольшой высоты (150 мм) обеспечило необходимую гибкость каналов и уверенную загрузку и выгрузку их даже из искривленных ячеек графитовой кладки реактора. Графитовые втулки позволили создать достаточный тепловой контакт между твэлами и основной массой графита реактора.

Большое внимание было уделено изучению образования гремучей смеси в воде, циркулирующей через реактор, под действием нейтронного излучения при температуре до 300° С и различных давлениях для разработки мер по удалению гремучей смеси из воды первого контура и поддержания безопасной концентрации кислорода и водорода в ней.

Первоначально в проекте Первой АЭС гремучую смесь из воды первого контура предполагалось удалять с помощью специального дегазатора, через который должен был циркулировать гелий, отводящий выделившуюся гремучую смесь к контактным аппаратам для сжигания. Впоследствии было решено гремучую смесь сжигать в жидкой фазе в контактных аппаратах, подключаемых к перво-

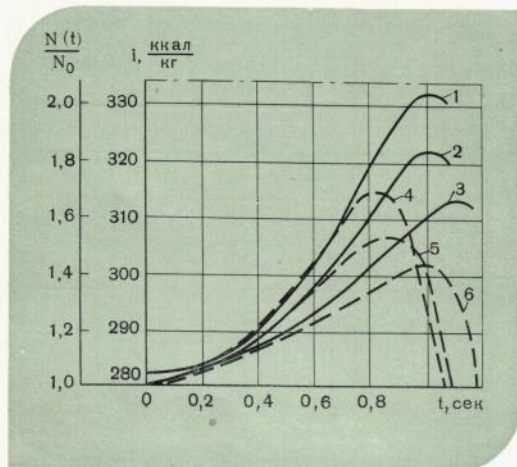


Рис. 15. Относительное изменение мощности реактора $N(t)/N_0$ и теплосодержания воды i на выходе из центрального канала при заполнении графитовой кладки водой со скоростью v и при одновременном срабатывании аварийной защиты:

1 — i ($v = 10$ л/сек); 2 — i ($v = 7,5$ л/сек); 3 — i ($v = 5$ л/сек);
4 — $N(t)/N_0$ ($v = 10$ л/сек); 5 — $N(t)/N_0$ ($v = 7,5$ л/сек);
6 — $N(t)/N_0$ ($v = 5$ л/сек).

му контуру, что упростило технологическую схему АЭС. В результате проведенных работ в процессе пуска АЭС было установлено, что заметных количеств свободного водорода и кислорода в первом контуре при рабочих температурах и давлении не наблюдается. Поэтому предусмотренные в схеме контактные аппараты были отключены, а впоследствии демонтированы.

Надежность работы любой установки в решающей степени зависит от культуры и качества монтажа. Учитывая уникальный и принципиально новый характер установки, при монтаже АЭС, а в особенности реактора, первого контура и при подготовке технологических каналов к загрузке были осуществлены специальные режимные и технологические мероприятия, которые обеспечили необходимую чистоту, соблюдение технологии и строгий пооперационный контроль при ведении наиболее ответственных работ. Эта система мероприятий действовала при монтаже, наладке и подготовке к пуску всех систем и оборудования АЭС. В результате удалось практически полностью избежать монтажного загрязнения первого контура и реактора окалиной, гратом, остатками прокладок, электродов, сварочной проволоки и другими инородными предметами. Благодаря хорошей организации монтажных работ на Первой АЭС, строгому контролю за соблюдением разработанных правил монтажа и технологических условий на изготовление и поставку оборудования серьезных задержек или неполадок при проведении наладочных работ и пуске, а также отказов оборудования не наблюдалось.

Несмотря на принципиальную новизну проекта, серьезные проблемы и трудности, которые пришлось решить и преодолеть при его реализации, проектирование и строительство АЭС было осуществлено в чрезвычайно сжатые сроки.

Первый ковш земли на строительной площадке был вынут экскаватором в сентябре 1951 г., монтаж реактора и оборудования был начат в октябре 1953 г. К марту 1954 г. на станции в основном был закончен монтаж контуров, тепломеханического оборудования и других систем. В марте 1954 г. была начата отладка систем и обкатка обо-

рудования в соответствии с техническими условиями и пусковыми программами. По мере окончания отладки производилась окончательная приемка систем в эксплуатацию.

5 мая 1954 г. на реакторе Первой АЭС начались физические эксперименты и измерения. 9 мая 1954 г. в 19 ч. 07 мин. при загрузке 61-го канала реактор достиг критического состояния. Затем реактор был загружен полным числом каналов (128 шт.). Во время физического пуска были измерены: время срабатывания стержней аварийной защиты; эффект «заполнения» графитовой кладки водой; распределение нейтронных полей; резонансное поглощение нейтронов, компенсационная способность стержней и др.

Физический пуск и эксперименты, выполненные по его программе, показали удовлетворительное совпадение расчетных характеристик реактора с опытными, что, безусловно, следует считать большим достижением. Основные характеристики реактора подтвердились с приемлемой точностью — это касалось запаса горючего, времени работы, распределения потоков нейтронов и др. Успешное завершение работ по плану физического пуска позволило перейти в июне 1954 г. к энергетическому пуску АЭС.

В начальный период энергетического пуска реактор Первой АЭС работал на различных уровнях мощности вплоть до 75% номинальной без выдачи пара в турбину. Тепло снималось в паро-

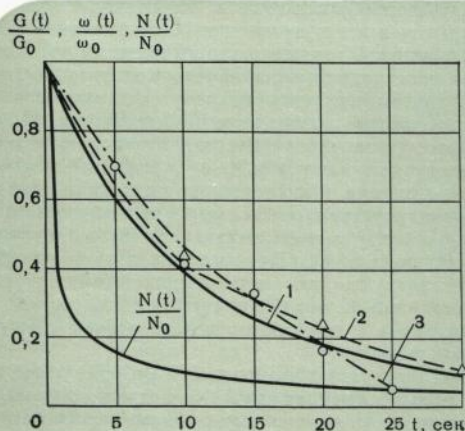


Рис. 16. Изменение расхода $G(t)/G_0$, скорости вращения ротора насоса $\omega(t)/\omega_0$ и мощности реактора $N(t)/N_0$ с момента отключения питания электродвигателей циркуляционных насосов:

1 — теоретическая кривая изменения расхода воды и скорости вращения ротора насоса $G(t)/G_0 = \omega(t)/\omega_0$; 2 — экспериментальная кривая изменения расхода воды $G(t)/G_0$; 3 — экспериментальная кривая изменения скорости вращения ротора насоса $\omega(t)/\omega_0$.

генераторах водой под давлением без кипения и отводился в брызгальный бассейн через теплообменники водо-водяного режима. В течение этого периода проводилась эксплуатационная проверка всех систем, оборудования и приборов при работе на мощности в соответствии со специальной программой. Была выявлена дозиметрическая обстановка внутри здания и на окружающей территории, настроены все системы контроля за работой топливных каналов и твэлов, измерено реальное распределение энерговыделения по каналам, проверен водно-химический режим первого контура, снят тепловой баланс реакторной установки, оценены в первом приближении температурные и мощностные эффекты реактивности, окончательно выбраны и откорректированы пределы параметров, при достижении которых должна автоматически срабатывать аварийная защита, опробовано и освоено автоматическое поддержание мощности реактора в энергетическом режиме регуляторами системы управления и защиты, откалибрована система измерения нейтронной мощности по тепловыделению в реакторе, внимательно проанализирована работа всего оборудования и систем.

Проведенные работы показали, что установка надежно работает во всех опробованных режимах, каких-либо серьезных неполадок, препятствующих переходу к работе в паровом режиме, нет. Более того, в паровом режиме ожидалось еще более стабильное поддержание температурного режима в реакторе и первом контуре за счет процесса парообразования в парогенераторах при заданном и легко поддерживаемом давлении пара. С физической точки зрения никаких неустойчивостей и непредвиденных эффектов не наблюдалось.

Автоматические регуляторы отлично справлялись с поддержанием заданной мощности. На паровом режиме работы парогенераторов возможные флуктуации мощности из-за колебаний температуры в первом контуре могли стать лишь меньше. Дозиметрическая обстановка как внутри АЭС, так и на окружающей территории была в пределах допустимых норм. Оборудование первого контура было доступно для нормального обслуживания. Персонал АЭС вполне освоился с условиями эксплуатации и новыми режимами работы оборудования и систем.

По результатам успешной работы установки на водо-водяном режиме было принято решение о переходе на режим производства пара в парогенераторах и о запуске турбогенератора. Как и ожидалось, перевод парогенераторов в паровой режим

охлаждения привел к еще большей стабилизации тепловых параметров установки. Реактор и парогенераторы продолжали устойчиво работать. Производимый пар сбрасывался в технологический конденсатор. Тепловая мощность реактора равнялась 16,5 Мвт, парогенераторы давали больше 20 т пара в час, давление на выходе из парогенераторов составляло 14 атм, температура пара превысила 260° С. Пар таких параметров уже мог принять турбогенератор, количества пара было вполне достаточно для нормальной работы.

В 17 ч. 45 мин. 26 июня 1954 г. была открыта задвижка подачи пара на турбогенератор и он начал вырабатывать электроэнергию от атомного «котла».

Первая в мире АЭС встала под промышленную нагрузку. Мощность электрогенератора достигла 1500 кВт. 27 июня промышленные и сельскохозяйственные потребители окружающего района уже получали электроэнергию от турбины, впервые работавшей за счет сжигания ядерного топлива. С тех пор этот день по существу стал считаться днем рождения атомной энергетики.

Освоение проектной АЭС заняло четыре месяца. Это были месяцы упорного и напряженного труда, когда шло изучение АЭС, выявление недостатков проекта и слабых мест оборудования, вносились необходимые и возможные усовершенствования в отдельные узлы и системы. В основном все шло гладко, возникавшие неполадки устранялись, вносились изменения в некоторые конструкции, а электрическая мощность АЭС все возрастала. В октябре 1954 г. турбогенератор АЭС был выведен на проектную мощность 5 Мвт.

Возвращаясь сейчас к периоду проектирования, строительства и освоения Первой АЭС, нельзя не поражаться краткости сроков, инженерной смелости принятых решений, оптимизму и бесконечной вере в успех, вдохновлявших создателей Первой АЭС.

В связи с успешным пуском большая группа рабочих, инженеров и ученых, участвовавших в работах по созданию Первой АЭС, была награждена орденами и медалями Советского Союза, непосредственным руководителям работ Д. И. Блохинцеву, Н. А. Доллежалю, А. К. Красину, В. А. Малых была присуждена Ленинская премия.

При создании Первой АЭС преследовалась основная цель — убедиться в технической осуществимости превращения ядерной энергии в электрическую. Желательно было также подтвердить принципиальную возможность промышленного

использования атомной энергии. Успешным пуском Первой АЭС поставленные цели были достигнуты.

Доказательство технической осуществимости этого процесса в промышленных масштабах, его безопасности для эксплуатационного персонала и окружающей среды, безусловно, представляло собой один из крупнейших качественных скачков в техническом прогрессе человечества. Открывались широкие горизонты мирного использования атомной энергии в народном хозяйстве. Масштабы такого использования должны были определяться уже не только технической осуществимостью, но и экономической целесообразностью производства электроэнергии на АЭС.

Такая целесообразность могла быть подтверждена лишь на основе длительного опыта работы. Необходимо было накопить фактические данные по ресурсам работы оборудования и материалов в условиях АЭС, по опыту обслуживания и ремонтов, по достижимым глубинам выгорания ядерного топлива. Требовалась экспериментальная проверка возможности перехода к более прогрессивным режимам эксплуатации, к конструированию реакторов и проектированию АЭС большой мощности.

В значительной степени ответ на эти вопросы должны были дать опыт эксплуатации Первой АЭС и те экспериментальные работы, проведение которых было на ней намечено.

§ 3. Опыт эксплуатации Первой АЭС

Пуском станции завершился большой этап работы по созданию Первой атомной электростанции. Она вступила в строй работающих энергетических установок. Предстояло освоить ее, научиться уверенно работать на ней. Сразу же после запуска турбогенератора началась напряженная работа по изучению станции.

Снимались динамические характеристики установки при различных сбросах и нарастании электрической нагрузки на генератор, анализировалось влияние параметров второго контура: давления пара перед турбиной, расхода и температуры питательной воды, подаваемой на парогенераторы, уровней в испарителях — на параметры первого контура, изменение которых влияет, в свою очередь, на поведение реактора. Уточнялись температурные эффекты реактивности реактора, в частности, был выявлен положительный температурный эффект отражателя, что позволило сделать вывод о целесообразности подъема температуры в отражателе в следующих проектах. На раз-

личных уровнях мощности промерялись эффекты отравления, доотравления и зашлаковывания реактора. Снимались кривые, характеризующие все эти нестационарные процессы. При аварийных сбросах стержней-регуляторов и при плановых медленных остановках анализировался ход остаточного тепловыделения в твэлах реактора. Изучались характеристики системы ручного и автоматического управления, анализировалось поведение реактора при отказах этих систем и возможности его саморегулирования. Шло освоение оборудования станции, персонал практически учился работать и управлять станцией. Без этого этапа познания нельзя было двигаться дальше.

А в это же время совместными усилиями конструкторов, заводов-изготовителей и эксплуатационников в процессе освоения проектной мощности АЭС шло устранение отдельных недостатков, выявившихся в начальный период эксплуатации. Так, существенным изменениям подверглась система охлаждения стержней регулирования. Переделки коснулись и каналов, в которых стержни-поглотители размещаются в реакторе, и оборудования, установленного в контуре охлаждения. Была реконструирована система, создающая и поддерживающая инертную газовую атмосферу в кладке реактора. Полностью были заменены измерительные устройства, установленные в индивидуальных трактах топливных каналов. Изменилась конструкция уплотнения топливного канала в ячейке реактора.

Вместе с тем уже первый этап работы станции показал, что основные конструктивные узлы, такие, как кладка реактора, топливные каналы в твэлах, парогенераторы, насосы, трубопроводы первого контура с установленной в нем арматурой, выбраны удачно и обеспечат работу электростанции на расчетной мощности. Усилия всех коллективов, всех участников создания первой в мире АЭС успешно завершились.

Начались будни эксплуатации, но это были будни пионеров атомной энергетики, где каждая возникающая или поставленная, а затем разрешенная задача вносила определенный вклад в освоение энергии ядра.

Около двух лет основной работой коллектива Первой АЭС было обеспечение эксплуатационной надежности электростанции. Необходимо было добиться стабильности в работе, свести к минимуму возможности случайных аварий вследствие ошибочных действий персонала или мелких неисправностей в оборудовании. Это было время поисков наиболее оптимальных решений, обеспе-