



*Первенец
советской энергетики*





§ 1. Начало работ по Первой АЭС

азвертывание работ по практическому использованию атомной энергии для целей энергетики в Советском Союзе относится к 1948 г. Тогда в ряде научно-исследовательских коллективов, впоследствии значительно выросших и превратившихся в Институт атомной энергии им. И. В. Курчатова, Институт теоретической и экспериментальной физики, Физико-энергетический институт и некоторые другие, обсуждалось и разрабатывалось несколько вариантов проектов энергетических реакторов. Разработка этих вариантов носила характер поиска возможных путей развития и областей применения энергетических реакторов.

Следует подчеркнуть, что уровень знаний в указанной области в тот период был весьма ограничен. В то время работали лишь низко-температурные реакторы на природном уране с охлаждением обычной водой. Поскольку энергетический реактор должен работать при высоких температурах, то было ясно, что реакторы подобного типа могут быть созданы только при существенном изменении конструкции.

К концу 40-х годов был уже решен ряд научно-технических задач в этой области, разработан определенный круг инженерных решений и созданы специализированные отрасли промышленности. Были созданы и получили значительное развитие урандобывающие и уранперерабатывающие предприятия, заводы по разделению изотопов урана, изготовлению и химической переработке определенных типов твэлов, производству необходимых материалов класса ядерной чистоты: графита, карбида бора, тяжелой воды, алюминиевых сплавов и т.п.

Проектирование новых типов реакторов требовало значительного расширения знаний в различных областях науки и техники. Знания по нейтронной физике в 1948 г. были весьма ограничены. Сечения урана-235, урана-238 и конструкционных материалов были известны с погрешностью 10% и только для тепловых нейтронов; резонансное поглощение исследовано только для урана-238, притом для сплошных блоков. Методы расчета коэффициента использования тепловых нейтронов были развиты лишь для простейших ячеек; выгорание урана и накопление плутония исследованы для коротких кампаний.

До начала проектирования энергетических реакторов предстояло исследовать глубокое выгорание ядерного горючего. Вопрос о влиянии структуры активной зоны на критическую массу и на распределение плотности потока нейтронов был только сформулирован, и ответ на него еще нужно было получить. Предстояло разработать систему компенсации большого начального запаса реактивности, необходимого для работы энергетического реактора, и выяснить ее влияние на распределение плотности потока нейтронов в реакторе.

Высокое энерговыделение, характерное при использовании ядерного топлива в энергетических целях, требовало разработки вопросов теплообмена и гидродинамики для работы при тепловых потоках до $2 \cdot 10^6$ ккал/(м²·ч). Такие тепловые потоки существенно превышали освоенные к тому времени потоки в оборудовании, работающем на тепловых станциях. Вопросы кризиса теплообмена при высоких тепловых потоках и высоких давлениях практически не были изучены. Питательные насосы паровых котлов в основном рассчитывались на температуры, не превышавшие 150° С; циркуля-

ционных насосов высокого давления практически не было из-за преимущественной работы котлоагрегатов на естественной циркуляции. Единичная мощность турбоагрегатов, на которых планировалось развитие энергетики в ближайший период, составляла 50—100 Мвт.

Необходимо было разработать тепловыделяющий элемент — основную и наиболее ответственную конструкцию в реакторе, которая позволила бы обеспечить надежный нагрев теплоносителя до температур, по крайней мере, 250—300° С без опасного разрушения твэлов и выделения радиоактивных продуктов деления в первый контур и помещения АЭС. Каких-либо обоснованных опытом рекомендаций по возможной конструкции твэлов и композиции ядерного топлива, способных работать при высоких температурах, в то время дать было нельзя.

Требовалось обеспечить химическую совместимость и размерную стабильность будущей композиции ядерного топлива с оболочкой твэла при температуре выше 300° С, тепловом потоке $2 \cdot 10^6$ ккал/(м²·ч) в условиях интенсивного нейтронного излучения и изменения состава топлива в процессе выгорания в течение длительного времени.

Надежных методов оценки изменения свойств материалов под облучением, кинетики взаимодействия горячего с оболочкой, достоверных данных об изменении размеров (так называемом распухании) ядерного топлива в зависимости от выгорания и многих других технически важных для прогнозирования надежной работы твэлов данных в то время в распоряжении разработчиков не было.

В этих условиях выбор технического пути для первого шага в области мирного использования атомной энергии явился очень ответственной научно-технической задачей. Основными вопросами, на которые предстояло ответить, были: выбор типа реактора, т. е. выбор замедлителя, теплоносителя и конструктивной схемы реактора; выбор тепловой и электрической мощности АЭС и параметров пара; выбор конструкции тепловыделяющих элементов и композиции ядерного топлива, способных обеспечить надежную и безопасную работу реактора в энергетических режимах; разработка и создание системы управления и контроля реактора и АЭС в целом, а также надежной системы циркуляции теплоносителя и охлаждения ядерного реактора во всех режимах. Две последние системы должны были обеспечить ядерную, радиационную и общую безопасность АЭС.

Основные технические решения по выбору типа реактора и параметров АЭС должны были

опираться на научно-технические знания и промышленные возможности того времени.

Проектирование энергетического реактора могло пойти по нескольким направлениям.

В качестве топлива мог быть использован природный или обогащенный уран. Учитывая наличие к тому времени уже созданных заводов по разделению изотопов урана, этот вопрос не был решающим. При выборе типа замедлителя можно было исходить из возможности использования тяжелой воды или графита. Не исключалось также применение окиси бериллия. Поскольку был накоплен достаточный опыт по работе с графитовым замедлителем, предпочтение отдали графиту. Такое решение оправдывалось относительным дефицитом тяжелой воды, а также ее высокой стоимостью. Что же касается окиси бериллия, то противопоказанием к использованию явилась ее высокая стоимость и токсичность. На выбор графита как замедлителя повлияло и то, что графит имеет малое сечение захвата нейтронов и обладает достаточной конструкционной прочностью, т. е. может служить элементом конструкции.

В конструктивной схеме реактора также были возможны два направления. Одно направление предполагало использование реактора корпусного типа, другое — реактора канального типа, в котором давление теплоносителя должны выдерживать трубы технологических каналов. И в том, и в другом случае в качестве замедлителя можно было использовать графит.

В конце 1948 г. был предложен в качестве энергетической установки уран-графитовый реактор с газовым охлаждением корпусного типа.

Были выполнены физические и инженерные расчеты, а также проведены предварительные эксперименты с гелиевым охлаждением. Однако вследствие технических трудностей этого проекта предпочтение было отдано другому.

В тот же период в Обнинске разрабатывался проект корпусного высокотемпературного реактора с газовым охлаждением и замедлителем из окиси бериллия. Были развернуты физические исследования по изучению окиси бериллия как замедлителя. Начались и предварительные изыскания по реакторам на быстрых нейтронах с жидкометаллическим охлаждением.

Однако эти варианты энергетических реакторов, привлекаемые по своим потенциально возможным, более высоким теплотехническим параметрам, не были подготовлены настолько, чтобы стать основой для создания энергетического реактора в ближайшее время.

Пролетарии всех стран, соединяйтесь!

Коммунистическая партия Советского Союза



ПРАВДА

**Орган Центрального Комитета
Коммунистической партии Советского Союза**

Год издания 43-й
№ 182 (13115)

Четверг, 1 июля 1954 года

ЦЕНА 20 КОП.

В СОВЕТЕ МИНИСТРОВ СССР

О пуске в СССР первой промышленной электростанции на атомной энергии

В настоящее время в Советском Союзе усилиями советских ученых и инженеров успешно завершены работы по проектированию и строительству первой промышленной электростанции на атомной энергии полезной мощностью 5.000 киловатт.

27 июня 1954 г. атомная электростанция была пущена в эксплуатацию и дала электрический ток для промышленности и сельского хозяйства прилежащих районов.

Впервые промышленная турбина работает не за счет сжигания угля или других видов топлива, а за счет атомной энергии — расщепления ядра атома урана.

Вводом в действие атомной электростанции сделан реальный шаг в деле мирного использования атомной энергии.

Советскими учеными и инженерами ведутся работы по созданию промышленных электростанций на атомной энергии мощностью 50—100 тыс. киловатт.

К концу 1949 г. стало ясно, что энергетический графитовый реактор канального типа с водяным охлаждением в качестве первого шага по пути развития атомной энергетики имеет явное преимущество перед всеми другими конструкциями. Это преимущество в решающей степени определялось опытом по разработке подобных систем, уже накопленным в Институте атомной энергии. Исходя из этих соображений И. В. Курчатов поручил своим сотрудникам приступить к разработке проекта небольшой атомной электростанции с уран-графитовым реактором канального типа.

На выбор воды как теплоносителя существенно повлиял тот факт, что вода по сравнению, например, с жидкими металлами была лучше изучена в процессе многолетнего ее применения в качестве рабочего тела на обычных электростанциях.

Использование воды как теплоносителя в ядерном реакторе требует поддержания высокого давления в первом контуре для нагрева воды без кипения до температур, обеспечивающих получение приемлемого к. п. д. АЭС. Единственным доступным в то время конструкционным материалом в активной зоне для работы в условиях высоких температур и давлений была нержавеющая сталь.

Канальный тип реактора рассматривался в двух вариантах. Первый вариант — когда тепло отводится водой, циркулирующей по трубам большого размера, внутри которых размещаются сборки твэлов любого возможного типа: блочковые, стерженьковые, кольцевые и т. д. В этом случае вся поверхность твэлов омывается теплоносителем и при разрушении твэла продукты деления урана поступают в первый контур. Во втором варианте вода циркулирует по каналам, состоящим из труб малого диаметра, служащих одновременно конструктивной основой для твэлов. В этом случае твэл имеет вид трубки с односторонним отводом тепла. При разрушении такого твэла продукты деления не попадают в теплоноситель, а выносятся в полость кладки реактора, откуда направляются в соответствующие очистные тракты. По соображениям безопасности, а также для уменьшения количества стали в активной зоне была принята идея использовать трубчатый тепловыделяющий элемент с односторонним охлаждением водой, которая движется по стальной трубке, пронизывающей твэл. Это определило выбор конструкции ячейки решетки реактора Первой АЭС в Обнинске.

В результате проработок и анализа научных и технических данных, имевшихся к тому времени,

в феврале 1950 г. был выпущен подписанный И. В. Курчатовым, Н. А. Доллежалем и С. М. Фейнбергом отчет, содержавший предварительные проектные материалы по энергетическому уран-графитовому реактору с водяным охлаждением. Физические расчеты были выполнены П. Э. Немировским, а инженерные — П. И. Алешенковым.

В выводах отчета утверждалось, что создание уран-графитового реактора с водяным охлаждением для использования тепла ядерной реакции в энергетических целях представляется реальным, и предлагалось разработать и соорудить экспериментальный реактор-прототип со следующими характеристиками: тепловая мощность реактора 30 Мвт, мощность на валу турбины 5 Мвт, обогащение урана 3—5%.

Следует отметить, что в этих проектных материалах содержался расчет реактора, который практически определял его граничные физические характеристики с учетом существовавшей в то время неопределенности в ряде ядерных констант. Это был один из первых расчетов реактора на обогащенном уране с большим коэффициентом размножения и малой активной зоной. Он имел ряд особенностей.

Впервые рассматривалась сложная элементарная ячейка решетки, представлявшая собой пучок твэлов в графите. Было показано, что вследствие малого диаметра трубки и небольшой толщины топлива изменение плотности потока тепловых нейтронов внутри твэла очень мало. Это позволило рассчитывать поглощение тепловых нейтронов внутри пучка твэлов по упрощенной методике. Коэффициент использования тепловых нейтронов в решетке был разбит на два множителя. Первым множителем учитывалось поглощение в воде и стали, а также отравление и зашлаковывание. Он вычислялся по формулам для гомогенной, т. е. однородной, равномерно перемешанной среды. Второй множитель характеризовал вероятность поглощения тепловых нейтронов пучком твэлов и вычислялся по обычным формулам для периодической решетки.

В расчете резонансного поглощения были сделаны допущения, которые несколько занижали вероятность избежать резонансного захвата. Плотность потока резонансных нейтронов, поступающих из графита в твэл, предполагалась равномерно распределенной по ячейке, не учитывалось взаимное экранирование твэлов в пучке. Кроме того, считалось, что и в воде устанавливается спектр нейтронов, аналогичный спектру нейтронов в графите.

Коэффициент размножения на быстрых нейтронах ввиду малой толщины твэла сначала предполагался равным единице.

Коэффициент размножения в бесконечной среде был рассчитан с погрешностью 0,03—0,04, вполне удовлетворительной для того времени. Было найдено оптимальное значение шага решетки, соответствовавшее максимуму коэффициента размножения, однако по конструктивным соображениям шаг варьировался от 11 до 19 см.

На первой стадии проекта рассматривались два значения обогащения урана: 3 и 5%, из которых впоследствии окончательно было выбрано 5%. Конструкция твэла претерпела большие изменения в процессе разработки и освоения. В него для обеспечения совместимости были введены материалы, заметно поглощающие нейтроны, несколько увеличена толщина стальных трубок и введены наружные покрытия. Это привело к снижению коэффициента размножения решетки. Что касается запаса на различные эффекты, снижающие коэффициент размножения, то в первоначальном варианте этот запас был принят равным 0,14, и примерно такой же запас имел место в реальном аппарате.

Отравление ксеноном и самарием, выгорание урана-235 и плутония-239 были учтены достаточно точно, а на температурные эффекты был оставлен разумный запас.

Критические размеры аппарата вычисляли по двухгрупповой методике для гомогенизированной модели. Однако было показано, что использование этой методики не дает большой погрешности при расчете реактора на тепловых нейтронах.

При переходе к реальной форме и реальному отражателю учитывался необходимый запас на цилиндрическую форму 5—10% и на ухудшение качества верхнего и нижнего отражателей. Это привело к увеличению критической массы примерно на 20%.

Первоначально определенные размеры активной зоны были практически сохранены в осуществленном проекте. При этом, как уже упоминалось, пришлось обогащение урана увеличить до 5%, чтобы скомпенсировать введение дополнительных поглотителей.

По мере становления проекта накопился известный опыт физического эксперимента и расчета реакторов на обогащенном уране. Несколько ранее начала работы над проектированием данного реактора в Институте атомной энергии под руководством И. В. Курчатова проводилась разработка двух других проектов реакторов на обогащенном

уране. Один предназначался для производства радиоактивных изотопов, другой — для исследовательских целей. Для этих реакторов была впервые рассчитана критическая масса по гетерогенной методике; показано, что гомогенизация активной зоны не приводит к существенной погрешности даже при небольшом числе ячеек. Затем были проведены физические эксперименты, которые подтвердили достаточную применимость двухгрупповой методики для небольших реакторов на тепловых нейтронах.

Был обнаружен, в частности, целевой эффект, приводящий к резкому увеличению критической массы обезвоженного аппарата, если вода занимает значительную площадь в небольшой активной зоне. Выяснилось, что в малых графито-водяных реакторах на обогащенном уране критическая масса залитого водой аппарата меньше критической массы сухого реактора (без воды). Это следовало рассматривать как большое преимущество таких реакторов, поскольку они не боятся обезвоживания.

Наиболее серьезные проблемы возникли в связи с рассмотрением вопроса о кампании реактора. Еще в 1948 г. выяснилось влияние самария на отравление реактора. Поэтому И. В. Курчатов предложил провести по возможности подробный расчет накопления в реакторе долгоживущих, поглощающих нейтроны продуктов деления, которые могли существенно повлиять на продолжительность работы реактора Первой АЭС. В результате было рассчитано сечение захвата тепловых нейтронов стабильными продуктами деления, оценен эффект поглощения нейтронов радиоактивными изотопами. Эти данные мало отличаются от современных.

Можно сказать, что в области создания физических основ проектирования энергетических реакторов уже на ранней стадии работ был решен ряд новых проблем, в том числе построена теория расчета гетерогенного реактора, т. е. реактора с неоднородным пространственным размещением топлива, замедлителя и других компонентов активной зоны, а также предложена методика и проведены расчеты коэффициента использования тепловых нейтронов и вероятности избежать резонансного захвата в сложной ячейке с пучком твэлов; проведены физические исследования критичности малых реакторов с обогащенным ураном; выполнены расчеты системы регулирующих стержней для компенсации значительных изменений реактивности с учетом изменения полей нейтронов при перемещении стержней.

Одна из улиц г. Обнинска.



Профилакторий в г. Обнинске.



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