



**МИРНОЕ ИСПОЛЬЗОВАНИЕ
АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ**

ОБЪЕДИНЕННЫЕ НАЦИИ

621.384

M-43

Материалы
Международной конференции
по мирному использованию
атомной энергии,

состоявшейся в Женеве
8-20 августа 1955 г.

Том 3
Энергетические
реакторы



ОБЪЕДИНЕННЫЕ НАЦИИ

100.544

Первая атомная электростанция СССР и пути развития атомной энергетики

Д. И. Блохинцев и Н. А. Николаев

ВВЕДЕНИЕ

Строительство первой промышленной атомной электростанции в СССР мощностью 5 000 кВт было закончено в 1954 г., и 27 июня 1954 г. станция уже вырабатывала электрический ток за счет энергии деления ядер урана.

Создание первой атомной электростанции было делом большого коллектива физиков, конструкторов, теплотехников, технологов и многих других специалистов. Оно было основано на широкой кооперации науки и промышленности.

Успешное завершение строительства атомной станции требовало преодоления различных трудностей, которые определились далеко не сразу. Оно было бы невозможно без большой и разносторонней предварительной работы, выполненной нашими учеными, конструкторами и техниками. Ко времени проектирования станции уже был накоплен обширный опыт по проектированию и расчету атомных реакторов.

Ряд работ, имевших важнейшее значение для осуществления атомной электростанции, доложен на июльской сессии Академии наук СССР [1], другие докладываются на данной конференции (см. список литературы).

Среди этого большого комплекса работ особое значение имеют работы, выполненные на экспериментальном реакторе РФТ Академии наук СССР [3], который был специально предназначен для физических и теплотехнических исследований применительно к энергетическим реакторам.

Главная задача, которая ставилась в нашей стране при проектировании первой атомной электростанции, заключалась в решении научно-технической проблемы создания надежной работающей промышленной атомной станции.

Без накопления реального опыта в строительстве атомных электростанций, ориенти-

руясь лишь на одни проектные оценки стоимости атомной электроэнергии, легко впасть в большие ошибки, так как каждый вариант атомной электростанции требует значительных затрат на экспериментальные работы и организацию производства различных новых материалов. Очевидно, что подобные затраты не могут быть определяющими при широком развитии атомной энергетики; напротив, они могут быть на первых порах весьма значительными.

Создание первой атомной электростанции в нашей стране должно способствовать накоплению технического и экономического опыта в области строительства атомных электро-



Рис. 1. Общий вид здания атомной электростанции.

станций и является базой для подготовки необходимых кадров.

В настоящее время эта станция является реальной основой для развития атомной энергетики в нашей стране, и опыт ее работы может быть полезен также для других стран, намеренных встать на путь широкого использования атомной энергии для мирных целей.

На рис. 1 изображен общий вид здания, в котором размещен реактор атомной электростанции.

ОБЩАЯ СХЕМА АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

Основной действующей атомной электростанции является реактор на тепловых нейтронах с графитовым замедлителем и охлаждением водой высокого давления. Реактор имеет номинальную тепловую мощность 30 000 кВт. Средний поток нейтронов составляет $5 \cdot 10^{13}$ нейтр/см²·сек.

В качестве атомного топлива принят обогащенный уран, содержащий 5% изотопа-235. Общая загрузка этого урана составляет около 550 кг. Система теплосъема принята двухконтурной: вода первичного контура, циркулирующая через реактор, находится под давлением 100 ат и через систему теплообменников передает свое тепло воде вторичного контура, которая, превращаясь в пар, приводит в движение турбогенератор с электрической мощностью 5 000 кВт (рис. 2).

Применение двухконтурной схемы теплосъема исключает возможность попадания радиоактивной воды в турбину и ее коммуникации. Благодаря этому обслуживание турбины и связанного с ней оборудования ничем не отличается от обслуживания на обычных теплоэлектроцентралях, так как для этого оборудования не требуется устройства биологической защиты (от радиоактивных излучений).

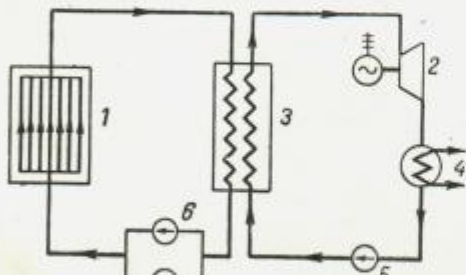


Рис. 2. Принципиальная схема атомной электростанции.

1 — реактор; 2 — турбогенератор; 3 — теплообменник (парогенератор); 4 — конденсатор; 5 — питательный насос; 6 — циркуляционные насосы.

ФИЗИЧЕСКИЕ ОСОБЕННОСТИ РЕАКТОРА АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

Вода — один из лучших теплоносителей, к тому же хорошо изученный. Выбор воды в качестве теплоносителя для реактора атомной электростанции упрощал многие инженерные проблемы. Однако наличие воды в реакторе требовало особого внимания к вопросам регулирования цепной реакции.

Дело в том, что обыкновенная вода является лучшим замедлителем нейтронов и довольно сильным их поглотителем. Длина замедления в воде составляет 5,7 см, длина диффузии — 2,8 см, в графите эти величины равны 19 и 50 см соответственно. Поэтому цепная реакция деления урана в реакторе весьма чувствительна к содержанию в нем воды. Содержание же воды в реакторе будет неизбежно меняться из-за изменения плотности воды в зависимости от температуры, что особенно заметно при высоких значениях последней (рис. 3).

Другой причиной изменения содержания воды может быть возникновение случайной течи из рабочих каналов. Вода при этом может поступать в графитовую кладку аппарата. Эффект от изменения количества воды, содержащейся в аппарате, будет существенно зависеть от принятого в нем соотношения количеств урана, графита и нормального содержания воды. Если количество графита столь велико, что он уже обеспечивает хорошее замедление нейтронов, то дополнительная вода будет действовать как поглотитель нейтронов и, следовательно, уменьшать реактивность аппарата.

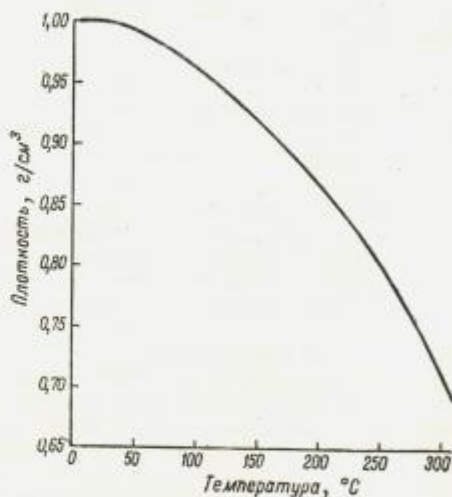


Рис. 3. Зависимость плотности воды от температуры при давлении 100 ат.

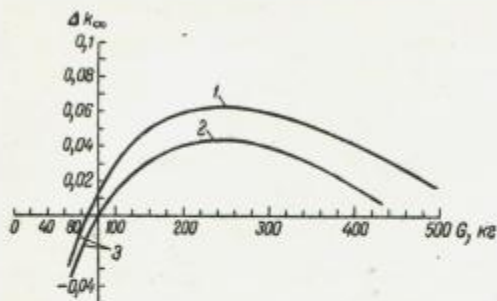


Рис. 4. Изменение реактивности аппарата в зависимости от количества воды в его активной зоне. По оси ординат отложено приращение коэффициента размножения нейтронов (Δk_{∞}), по оси абсцисс — количество воды (G) в активной зоне реактора.

1 — при рабочей температуре; 2 — при температуре 20° С.

При меньшем соотношении количеств графита и урана дополнительная вода будет улучшать замедляющую способность реактора и, стало быть, увеличивать его реактивность.

Существует такое соотношение количеств урана, графита и воды, при котором реактор будет наименее чувствителен к изменениям содержания в нем воды. Однако такой выбор повлек бы за собой значительное увеличение количества конструкционной стали внутри аппарата. Поэтому в реакторе атомной электростанции количество воды взято меньшим, чем соответствовало бы точке наименьшей чувствительности.

На рис. 4 приведены кривые изменения реактивности этого реактора в зависимости от содержания в нем воды для холодного и горячего аппарата. Начало координат выбрано в точке нормального содержания воды в холодном аппарате.

Ход кривых показывает, что устойчивость аппарата при разогревании в выбранном в проекте случае будет выше, чем если бы она была в точке максимума. Так как эти случаи сопряжены с разгоном аппарата, то большой отрицательный температурный эффект будет весьма полезен для стабилизации цепной реакции. Часть кривой, лежащая справа от рабочей точки и соответствующая увеличению содержания воды в аппарате, более полого. Более важно, однако, то обстоятельство, что охлаждение аппарата — процесс медленный. Быстрое же заполнение аппарата водой при возникновении течи в рабочем канале исключено применением специальных мероприятий (дренаж и автоматическое отключение разорвавшегося рабочего канала). Поэтому изменения реактивности вправо от рабочей точки не могут быть бы-

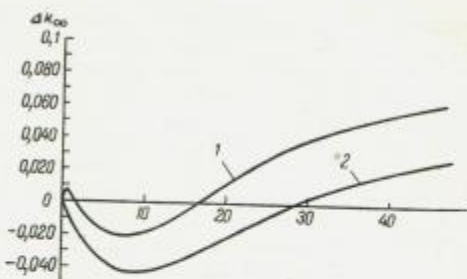


Рис. 5. Изменение реактивности аппарата после его остановки. По оси абсцисс отложено время (час) после прекращения цепной реакции, по оси ординат — приращение коэффициента размножения нейтронов (Δk_{∞}).

1 — ход реактивности аппарата, вызванный температурным эффектом и образованием ксенона из йода («йодная яма»); 2 — то же при воображаемом отсутствии температурного эффекта; в этом случае «йодная яма» глубже.

стрыми. Следует заметить еще, что увеличение реактивности аппарата из-за охлаждения воды частично компенсирует уменьшение реактивности, возникающее вследствие образования в остановленном аппарате избыточного количества ксенона (так называемая «йодная яма»). На рис. 5 приведена типичная кривая изменения реактивности аппарата во времени после его остановки. На рисунке показан временный подъем реактивности вследствие охлаждения воды, затем — спад, вызванный накоплением ксенона, и медленный подъем вследствие распада этого элемента. На этом же рисунке изображена кривая изменения реактивности без учета температурного эффекта.

При охлаждении температурный эффект частично компенсирует «йодную яму», что дает возможность работать с меньшими начальными запасами реактивности.

Таким образом, выбор рабочей точки слева от максимума позволяет обеспечить хорошую стабильность цепной реакции при изменении содержания воды в реакторе.

Цепная реакция в реакторе атомной электростанции характеризуется довольно высоким удельным теплосъемом с урана. Тепловой поток с поверхности урана составляет около $1,5 \cdot 10^6$ ккал/м² · час.

Высокий удельный теплосъем и большой тепловой поток вместе со значительной интенсивностью нейтронного поля предъявляют высокие требования к живучести тепловыделяющих урановых элементов. Поэтому проблема создания надежных тепловыделяющих элементов была одной из важнейших при проектировании атомной электростанции.

Глубина выгорания изотопа урана-235 составляет в рассматриваемом аппарате 15%. Ввиду малого резонансного захвата воспро-

изводство плутония из урана-238 в этом аппарате невелико — 0,32. Размножение на быстрых нейтронах практически отсутствует.

Таким образом, реактор описываемой атомной станции работает почти исключительно за счет сжигания изотопа урана-235, причем в процессе работы обогащение понижается с 5 до 4,2%.

ВЫБОР МАТЕРИАЛОВ ДЛЯ РЕАКТОРА АТОМНОЙ СТАНЦИИ

Правильный выбор материалов является основой для создания надежной конструкции атомной электростанции. При этом, помимо таких хорошо знакомых конструкторам факторов, как механическая прочность, коррозия, термические расширения, усталость материалов и др., необходимо было учитывать воздействие на свойства выбираемых материалов мощного нейтронного излучения.

Успешное решение задачи создания реактора атомной электростанции было возможно только на основе большой предварительной работы по изучению поведения материалов в нейтронном поле, выполненной в различных научно-исследовательских институтах СССР.

В конструкцию реактора атомной электростанции в качестве важнейших элементов входят графит, являющийся замедлителем нейтронов, и активное вещество — уран, обогащенный изотопом-235. Поэтому необходимо было знать поведение этих материалов в нейтронном поле.

В отношении графита было установлено, что под воздействием нейтронного излучения размеры его увеличиваются вследствие нарушений кристаллической решетки, причем относительное изменение размеров зависит от интегральной дозы облучения быстрыми нейтронами. Высокая температура графита противодействует этому явлению. Существенно отметить, что эффект увеличения размеров графита сильно анизотропен, что связано с особенностями его кристаллической структуры и его текстурой.

Поэтому для обеспечения устойчивости графитовой кладки и возможности в любое время извлечь рабочий канал из аппарата необходимо было предусмотреть зазоры, которые, с одной стороны, должны были быть достаточно малыми, чтобы обеспечить хорошую теплопроводность кладки в целом, и, с другой — должны компенсировать не только температурное расширение графита, но и возможное его расбухание под действием нейтронов.

Было также наблюдается, что теплопроводность графита падает при облучении. Этот



Рис. 6. Поверхность облученного урана (снято электронным микроскопом при увеличении в 15 000 раз).

эффект зависит от интегральной дозы облучения и температуры и обладает анизотропией. Там, где графит находится под действием быстрых нейтронов, т. е. вблизи урановых блоков, его теплопроводность уменьшается в несколько раз [4].

Это обстоятельство необходимо учитывать при теплотехнических расчетах реактора.

Уран как элемент конструкции — во многих отношениях еще более капризный материал. Известны три модификации урана: ромбическая, тетрагональная и кубическая с точками перехода при температурах 660 и 800°С соответственно. Специальными исследованиями [5] было показано, что под действием повторного нагрева от 20 до 500°С с последующим охлаждением размеры урана существенно меняются.

Это явление, по-видимому, следует связывать с анизотропным ростом зерен металла (рекристаллизацией). Оно, как показали рентгенограммы, сопровождается снятием внутренних напряжений.

Под действием нейтронного излучения и осколков деления в уране происходят совершенно аналогичные явления — его размеры существенно меняются.

Специальными опытами было показано, что в процессе облучения пластичность урана

возрастает почти на два порядка. Весьма своеобразно изменение под действием излучения поверхности урана, которая приобретает глобулярное строение, показанное на рис. 6, где приведена фотография, снятая посредством электронного микроскопа с увеличением в 15 000 раз. Указанные свойства урана создают серьезную проблему изготовления стойких тепловыделяющих элементов, которая после разносторонних исследований была успешно разрешена в нескольких вариантах.

В качестве конструкционного материала трубок для охлаждающей реактор воды высокого давления было важно выбрать прочный и устойчивый против коррозии материал, не разрушающийся под действием нейтронов. Этим условиям хорошо удовлетворяет нержавеющая сталь. Изучение поведения этой стали в нейтронном поле показало, что распада аустенита с образованием ферритной составляющей не происходит. Механические же свойства стали изменяются в сторону упрочнения (предел прочности и твердость возрастают). Способность стали удлиняться значительно уменьшается, но все же остается в допустимых пределах [6].

Ввиду того что сталь является сильным поглотителем нейтронов, все трубы внутри реактора должны были быть тонкостенными, что вместе с тем приводило к уменьшению термических напряжений.

Наиболее ответственной деталью реактора являются его тепловыделяющие элементы. Теплоотдачу от урана к воде через стенку стальной трубки изучали на специальных стендах (рис. 7), где тепловыделение имитировалось пропусканием электрического тока. Эти же стенды впоследствии употреблялись для отбраковки тепловыделяющих элементов в промышленной партии.

Однако наиболее важными были испытания тепловыделяющих элементов в водяной петле реактора Академии наук СССР. Эти испытания позволили не только проверить теплоотдачу, но и установить стойкость тепловыделяющих элементов в условиях мощного нейтронного поля, т. е. при наличии в уране процесса деления, и температуре, характерной для работы энергетического атомного реактора.

При этом в опытных образцах специально увеличивалось обогащение, чтобы полностью воспроизвести условия атомного реактора электростанции. Испытания длились тысячи часов, после чего тепловыделяющие элементы изучались [7] в «горячей» лаборатории АН СССР. Эти испытания позволили выбрать наиболее надежный и устойчивый вариант тепловыделяющего элемента.

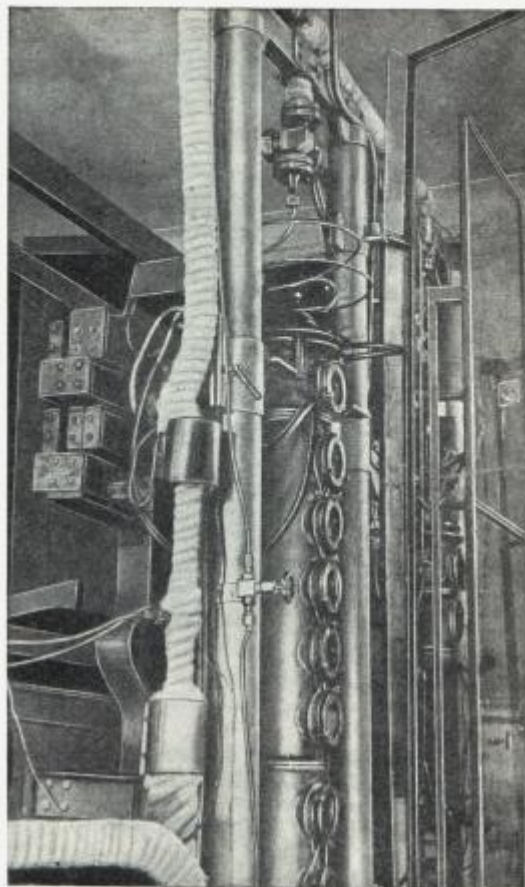


Рис. 7. Стенд для контроля теплоотдачи от урана к воде. На рисунке видна колонка с окнами, позволяющими наблюдать внешнюю поверхность тепловыделяющего элемента.

Тепловыделяющие элементы образованы кольцевым зазором между внутренней стальной трубкой, по которой течет вода первичного контура, и внешней тонкостенной трубкой, не позволяющей осколкам деления проникать в газ, заполняющий аппарат. В кольцевом зазоре находится обогащенный уран в виде специального сплава, обеспечивающего хороший тепловой контакт и стойкость в нейтронном поле.

КОНСТРУКЦИЯ РЕАКТОРА АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

Описанные выше свойства выбранных материалов продиктовали основные направления конструктивного решения атомного реактора электростанции.