

ОБЩЕСТВО ПО РАСПРОСТРАНЕНИЮ
ПОЛИТИЧЕСКИХ И НАУЧНЫХ ЗНАНИЙ РСФСР

Ленинградское отделение

А. А. КАНАЕВ

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

ЛЕНИНГРАД
1958

ОБЩЕСТВО ПО РАСПРОСТРАНЕНИЮ
ПОЛИТИЧЕСКИХ И НАУЧНЫХ ЗНАНИЙ РСФСР

Ленинградское отделение

А. А. КАНАЕВ

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

ЛЕНИНГРАД
1958

В СССР 27 июня 1954 года вступила в эксплуатацию первая в мире электростанция, использующая не химическую энергию органического топлива, а атомную энергию. Пуск этой электростанции положил начало мирному использованию атомной энергии и открыл этим новую эру в развитии энергетики. Опыт сооружения и эксплуатации первой атомной электростанции мощностью в 5000 киловатт позволил приступить к проектированию и строительству атомных электростанций мощностью в 200—600 тысяч киловатт при мощности реакторов в 50—200 тысяч киловатт.

Директивами XX съезда КПСС предусмотрено сооружение в шестой пятилетке атомных электростанций общей мощностью 2 миллиона киловатт. Эти электростанции позволят ежегодно экономить от 6 до 7 миллионов тонн высококачественного каменного угля или до 15 миллионов тонн низкосортного топлива. Проблема экономии топлива на производство электроэнергии имеет огромное значение как для СССР, так и для других стран. В настоящее время мировая выработка электроэнергии достигла 1 500 миллиардов киловатт-часов в год, в том числе на тепловых электростанциях около 1 200 миллиардов киловатт-часов. На производство этого количества электроэнергии затрачивается около 600 миллионов тонн органического топлива (угля, торфа, нефти, газа), если исчислять расход в условном топливе (7000 килограмм-калорий на 1 килограмм топлива). На каждый киловатт-час электроэнергии расходуется около 0,5 килограмма угля, а на производство электроэнергии расходуется около 30 процентов общей добычи каменного угля.

В зарубежных странах производство электроэнергии

удваивается за каждые десять лет, в СССР удвоение выработки электроэнергии достигается за пять-шесть лет. Рост добычи угля в настоящее время в большинстве стран отстает от роста его потребления на электростанциях. Запасы органического топлива во многих странах могут быть исчерпаны в недалеком будущем. Такое положение с ресурсами и добычей топлива заставляет искать другие источники для производства электроэнергии. Вслед за использованием рек начинается использование энергии морских приливов и отливов, проектируются электростанции с мощными ветряными двигателями, ведутся большие исследования по использованию для производства электроэнергии солнечного тепла. Но первое по величине место среди вновь осваиваемых энергетических ресурсов принадлежит атомной энергии.

В настоящее время на атомных электростанциях могут использоваться два природных элемента — уран и торий. Потенциальная энергия в мировых запасах, пригодных для разработки руд урана и тория, составляет 520 единиц, если принять за единицу количество тепла, необходимое для выработки 1 миллиарда киловатт-часов. Потенциальная энергия мировых запасов органического топлива (уголь, нефть, газ) составляет только 23 такие единицы. Следовательно, запасы урана и тория по своей теплотенности примерно в 25 раз превосходят запасы всего органического топлива.

Приведенные цифры свидетельствуют о возможности широкого строительства атомных электростанций с точки зрения наличия запасов атомного топлива. В СССР, народно-демократических странах, а также в некоторых капиталистических странах предполагается во все более и более широком масштабе применять атомное топливо как на электростанциях, так и в транспортных двигателях.

В Англии составлен десятилетний план строительства атомных электростанций. С 1970 года строительство угольных электростанций будет прекращено. Пуск первой атомной электростанции мощностью в 46 тысяч киловатт состоялся в конце 1956 года.

В США к 1960 году предполагается ввести в эксплуатацию атомные электростанции мощностью около 800 тысяч киловатт, к 1965 году — около 4 миллионов киловатт, а к 1975 — до 20 миллионов киловатт. К 1970 году на атомных электростанциях США планируется выраба-

тывать 14 процентов всего количества электроэнергии. Пуск первой атомной электростанции мощностью в 60 тысяч киловатт намечается на 1958 год.

Во Франции ожидается ввод в эксплуатацию первой атомной электростанции мощностью в 30 тысяч киловатт и далее намечается строительство ряда атомных электростанций.

В Канаде к 1975 году предполагается вырабатывать на атомных электростанциях 15 процентов общего производства электроэнергии. Пуск первой атомной электростанции мощностью в 20 тысяч киловатт намечен на 1958 год.

В Чехословакии, Германской Демократической Республике и других демократических странах при технической помощи СССР также намечаются работы по созданию атомных электростанций. В Чехословакии к 1970 году предполагается вырабатывать на атомных электростанциях 30 процентов всего производимого в стране количества электроэнергии.

Строение атома и внутриатомная (ядерная) энергия

Все твердые, жидкие и газообразные тела, встречающиеся в природе, состоят из мельчайших частиц — молекул. В свою очередь молекулы состоят из атомов химических элементов. В настоящее время известно около ста таких природных элементов.

Атом каждого химического элемента состоит из ядра, в котором сосредоточена основная часть массы, и электронной оболочки. Диаметр электронной оболочки атома составляет несколько стомиллионных долей сантиметра, а ядро атома еще меньше — в 10 000—100 000 раз.

Ядро атома состоит из протонов (положительно заряженных частиц) и нейтронов (частиц, не имеющих электрического заряда). Масса протона в 1837 раз, а масса нейтрона в 1839 раз больше массы электрона. Электрон имеет отрицательный электрический заряд, равный по величине заряду протона. Количество протонов в ядре атома равно количеству электронов в оболочке, и атом в целом является электрически нейтральной частицей.

Количество протонов в ядре определяет атомный номер химического элемента в таблице Менделеева. Так, в ядре атома водорода содержится один протон, и этот

элемент занимает первое место в таблице Менделеева. В ядре атома урана содержится 92 протона, и атомный номер урана равен 92.

Сумма чисел протонов и нейтронов (ядерных частиц, или, как их называют, нуклонов) в ядре атома называется массовым числом. Оно равно атомному весу данного элемента, округленному до целой единицы.

Ядра атомов легких элементов могут соединяться в ядра более тяжелых элементов. Примером такой ядерной реакции синтеза может служить образование атомов гелия из атомов водорода с выделением огромного количества энергии (120 миллиардов калорий на 1 грамм гелия). Расщепление ядра урана на два ядра более легких элементов — пример ядерной реакции дезинтеграции. В этой реакции выделяется энергии около 20 миллиардов калорий на 1 грамм урана.

На рис. 1 показаны условные схемы строения атомов нескольких химических элементов. Простейший атом — атом водорода (протий). Его ядро состоит лишь из одной ядерной частицы — протона, положительный электрический заряд которого уравнивается отрицательным зарядом электрона. В природе встречается также вторая разновидность водорода — тяжелый водород (дейтерий). В ядре тяжелого водорода, кроме протона, имеется вторая ядерная частица — нейтрон. Поскольку массы протона и нейтрона почти равны (1837 и 1839 электронных масс), то атом тяжелого водорода приблизительно в два раза тяжелее атома обычного (легкого) водорода, то есть массовое число этого изотопа равно двум. Тяжелый водород при соединении с кислородом образует тяжелую воду. В обычной воде H_2O содержится около 0,02 процента тяжелой воды D_2O , которая может быть отделена от обычной воды путем электролиза или многократного выпаривания.

Если к ядру тяжелого водорода добавить еще один нейтрон, то получится новая разновидность водорода — сверхтяжелый водород (третий), с массовым числом три. Третий не встречается в природе и получается искусственным путем, например — посредством облучения лития нейтронным потоком в атомном реакторе.

Атомы, имеющие одинаковое число протонов в ядре и электронов в оболочке, но содержащие различное число нейтронов в ядре, называют изотопами данного химиче-

ского элемента. Протий, дейтерий и тритий — изотопы водорода. Все изотопы данного элемента обладают одинаковыми химическими свойствами, и потому их нельзя разделить химическим путем.

При рассмотрении структуры ядра атомов тяжелых

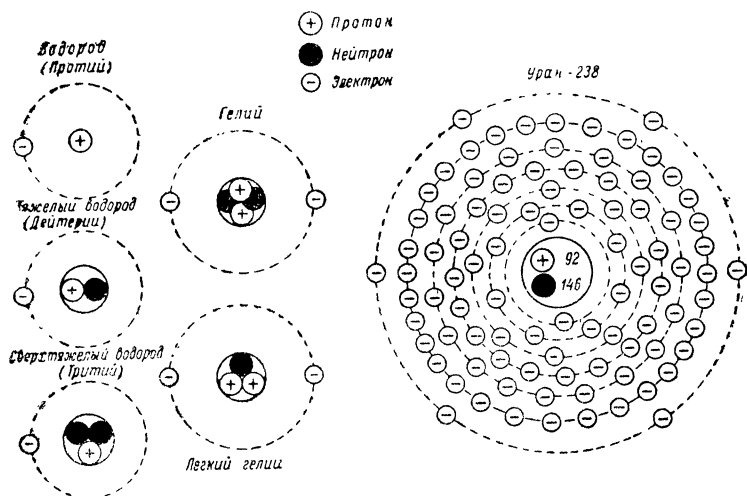


Рис. 1. Условные схемы строения атомов водорода, гелия и урана.

элементов возникает вопрос: почему одноименно заряженные ядерные частицы (протоны) не отталкиваются кулоновскими силами и какие силы удерживают в ядре протоны и нейтроны? Эти силы называют ядерными силами; величина их во много раз превышает электростатические силы отталкивания одноименно заряженных протонов. Эти огромные ядерные силы являются причиной необычайно большой плотности вещества атомных ядер. Вес 1 кубического сантиметра ядерного вещества составляет около 116 миллионов тонн. Плотность же электронных оболочек примерно равна плотности атмосферного воздуха.

Природа ядерных сил изучена еще недостаточно.

При образовании ядра атома из нуклонов (протонов и нейтронов) выделяется энергия, равная энергии, затрачиваемой на полное расщепление ядра на отдельные нуклоны. Эта энергия называется полной энергией связи ядра.

На рис. 2 показана зависимость средней энергии связи на 1 кулон, выраженной в электрон-вольтах (эв) ¹. С помощью этой зависимости можно определять количество энергии, выделяемой при ядерной реакции расщепления или синтеза. Ядро урана делится на два осколка (ядра атомов средней части таблицы Менделеева), выделяя энергию в 7,5 мэв на 1 нуклон. Средняя энергия связи нуклонов осколков получается около 8,4 мэв. При делении ядра урана выделяется также 2—3 свободных нейтрона; общая энергия связи осколков деления будет:

$$8,4 (235-2) = 1957,2 \text{ мэв.}$$

Полная энергия связи ядра урана 235 до деления:

$$7,5 \times 235 = 1762,5 \text{ мэв.}$$

При делении ядра высвобождается энергия:

$$1957,2 - 1762,5 \text{ мэв} = 194,7 \text{ мэв.}$$

Из этого количества энергии в момент деления ядра выделяется 170 мэв, а остальные 24,7 мэв выделяются позднее в результате радиоактивного распада осколков деления или при захвате нейтронов деления другими ядрами.

Помножим указанную энергию (194,7 мэв), освобождающуюся при делении одного ядра, на количество атомов в 1 килограмме ($2,56 \times 10^{24}$) и получим указанную выше энергию, выделяемую при расщеплении 1 килограмма урана, — $5 \cdot 10^{26}$ мэв, или 19 миллиардов килокалорий ².

Так, если при сгорании 1 килограмма угля выделяется около 7000 килокалорий, то 1 килограмм урана может заменить по теплоценности около 3 миллионов килограммов угля. При синтезе ядра гелия выделяется количество тепла, приблизительно в десять раз меньшее, чем при расщеплении ядра урана. Атомный вес гелия в 59 раз меньше атомного веса урана, то есть в 1 килограмме гелия содержится количество атомов, в 59 раз большее, чем в 1 килограмме урана. Следовательно, при синтезе 1 килограмма гелия выделяется количество тепла, приблизительно в 6 раз большее, чем при расщеплении 1 килограмма урана. Это означает, что если бы удалось осуществить

¹ Электрон-вольт равен энергии, приобретаемой частицей, заряд которой равен заряду электрона при прохождении разности потенциалов в 1 вольт.

² 1 мэв = $3,82 \cdot 10^{-17}$ килокалорий.

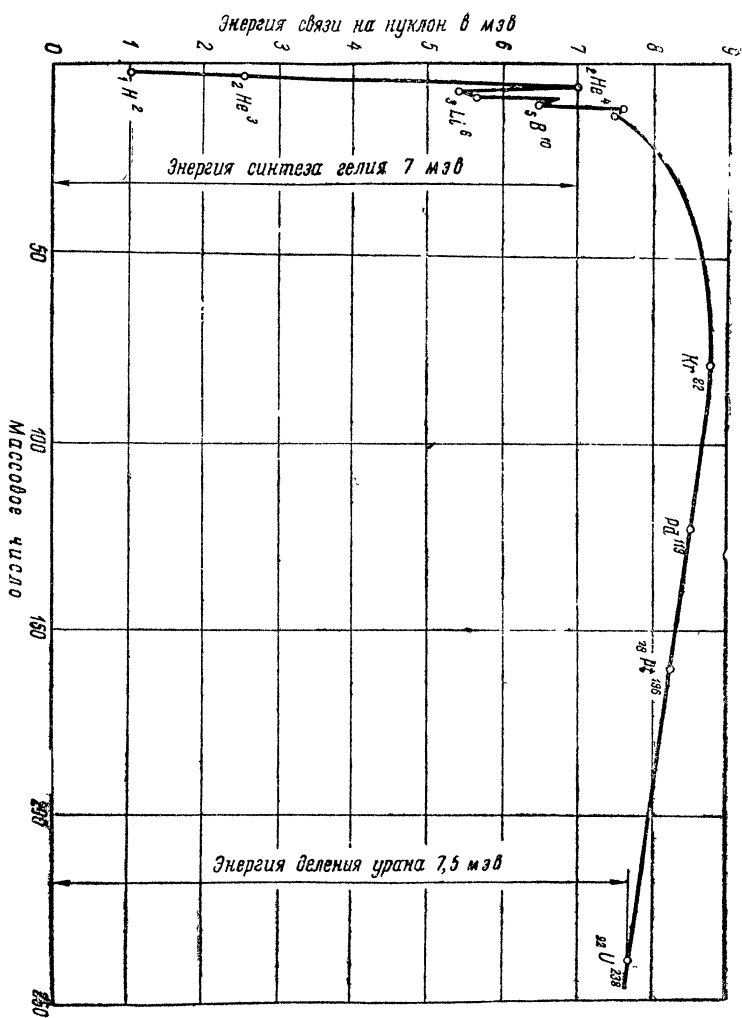


Рис. 2. Зависимость энергии связи на один нуклон от массового числа элементов.

регулируемую ядерную реакцию синтеза гелия из водорода, то 1 килограмм водорода заменил бы по теплоемкости 18 миллионов килограммов угля.

Пока осуществлена только взрывная (мгновенная) реакция синтеза водорода в гелий. Эта реакция происходит под действием теплового движения ядер атомов при очень высокой температуре и поэтому называется термоядерной реакцией. В водородной бомбе термоядерная реакция синтеза тяжелого и сверхтяжелого изотопов водорода в гелий происходит в результате нагрева, вызванного взрывом уранового или плутониевого заряда, создающего температуру более 10 миллионов градусов.

Мгновенные (взрывные) реакции расщепления ядер урана и плутония осуществлены в атомных бомбах. Регулируемые, медленные реакции расщепления этих элементов осуществляются на атомных электростанциях.

Можно надеяться, что в будущем на атомных электростанциях удастся использовать и термоядерные реакции синтеза легких элементов.

Ядерные реакции, ядерное топливо

Советский физик Я. И. Френкель разработал «капельную» теорию ядра, рассматривающую процесс деления ядра атома по аналогии с делением капли «ядерной жидкости». При захвате ядром тяжелого элемента внешней частицы (нейтрона) происходит нарушение равновесия ядерных сил. Ядро растягивается и в конце концов принимает форму двух меньших капель, соединенных тонкой «шейкой». Электростатические силы отталкивания протонов в двух каплях разрывают «шейку», и образуются две самостоятельные «капли» — осколки деления атомного ядра. Сумма электрических зарядов осколков (протонов) равна электрическому заряду целого ядра, а сумма всех нуклонов (протонов и нейтронов) осколков на две-три единицы меньше количества нуклонов целого ядра. Эти два-три свободных нейтрона, получающиеся при расщеплении ядра, называются нейтронами деления. Каждый из них может вызвать деление следующего ядра атома. Так возникает саморазвивающаяся цепная реакция деления ядер, в которой количество делящихся ядер возрастает по геометрической прогрессии.

Г. Н. Флеров и К. А. Петряжак в 1940 году установили,

что ядра урана могут также делиться на осколки без бомбардировки посторонними частицами, т. е. в уране происходит самопроизвольный распад ядер с выделением свободных нейтронов. В 1 грамме урана в течение часа получается несколько десятков нейтронов деления. Однако эти нейтроны в обычных условиях не могут вызвать цепной реакции в природном уране, в котором более 99 процентов составляет уран²³⁸, делящийся только под воздействием нейтронов с очень большой энергией.

Природный уран состоит из трех изотопов в весовой пропорции:

уран 234 — 0,0054 %,
уран 235 — 0,712 %,
уран 238 — 99,28 %.

Ядра всех трех изотопов урана содержат по 92 протона, в оболочках атомов имеется по 92 электрона. Количество нейтронов в ядрах этих изотопов составляет соответственно 142, 143 и 146. Изотопы урана могут разделяться путем диффузии или электромагнитными методами. Уран²³⁵ отделяется от урана²³⁸ путем многократной (до 4000 раз) диффузии газообразного шестифтористого соединения природного урана через специальные пористые фильтры. Молекулы газа, содержащие уран²³⁵, быстрее проходят через фильтры, чем молекулы, содержащие уран²³⁸. Выделение урана²³⁵ методом диффузии или электромагнитным методом связано с затратой большого количества энергии и времени и требует сложного и громоздкого оборудования.

Только ядра урана²³⁵ могут делиться под воздействием нейтронов любой энергии (медленных или тепловых, — со скоростью 2—4 километра в секунду), быстрых (порядка 10 000 км/сек) или промежуточных. Ядра урана²³⁸ делятся преимущественно с помощью быстрых нейтронов.

При захвате свободного нейтрона ядро урана²³⁸ превращается в ядро неустойчивого изотопа урана (урана²³⁹). Эта реакция не сопровождается делением ядра. В результате захвата свободного нейтрона ядром урана²³⁵ оно превращается в ядро урана²³⁶ и последнее претерпевает деление на два осколка.

Поскольку в природном уране на каждый атом урана²³⁵ приходится 140 атомов урана²³⁸, вероятность захвата нейтронов деления ядрами урана²³⁵ невелика. Значительно более велика вероятность захвата нейтронов яд-

рами урана²³⁸ без деления последних, так как энергия быстрых нейтронов за короткий промежуток времени снижается от 2 мэв до величины, меньшей 1 мэв, недостаточной для деления ядра урана²³⁸. Если скорость быстрых нейтронов уменьшается до 45—50 километров в секунду, то нейтроны с такой скоростью особенно интенсивно захватываются ядрами урана²³⁸. Эта область, в которой энергия нейтрона равна энергии возбуждения ядра при переходе его на соответствующий энергетический уровень, называется областью резонансного захвата.

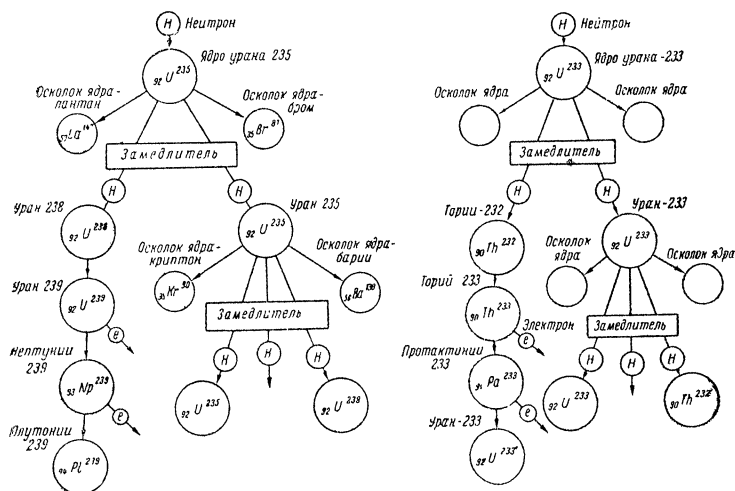


Рис. 3. Схема цепных реакций расщепления для природного урана и урана 233 с торием.

Резонансное поглощение нейтронов ядрами урана²³⁸ не позволяет развиваться цепной реакции деления на природном уране, так как не остается достаточного количества нейтронов для деления ядер урана²³⁵.

Чтобы предохранить нейтроны от попадания в резонансную область, необходимо снизить их скорость до величины скорости теплового движения молекул. Это достигается применением замедлителей, при столкновении с атомами которых быстрые нейтроны деления теряют большую часть своей скорости. Тепловые нейтроны с большей вероятностью захватываются ядрами урана²³⁵, вызывая

их деление, что создает условия для развития реакции на природном уране.

Вероятность захвата нейтронов деления ядрами урана²³⁵ увеличивается также при обогащении урана (увеличении содержания урана²³⁵ до 1,5—5 процентов против 0,7 процента в природном уране).

В качестве замедлителя могут быть использованы вода, тяжелая вода, графит, бериллий.

На рис. 3 даны условные схемы реакций расщепления ядер урана²³⁵, природного урана и урана²³⁸, а также схемы превращения урана²³⁸ в плутоний²³⁹ и тория²³² в уран²³³.

Уран²³⁵ является единственным природным ядерным топливом. Плутоний²³⁹ и уран²³³ — искусственно получаемые ядерные топлива. Все эти три ядерных топлива могут использоваться как в мгновенных (взрывных), так и в регулируемых (энергетических) реакциях деления, обладая способностью делиться под действием быстрых, промежуточных и медленных нейтронов.

Как уже указывалось, при захвате свободного нейтрона ядро урана²³⁵ превращается в ядро неустойчивого изотопа урана²³⁶, делящегося на два осколка. Осколки ядра разлетаются со скоростью до 10 000—15 000 километров в секунду. При делении одного ядра урана выделяется около 200 мэв энергии. Из них около 166 мэв приходится на долю кинетической энергии осколков ядра. При столкновении осколков ядра с атомами урана, осколков предыдущих делений и конструкционных материалов эта кинетическая энергия превращается в тепловую. Около 5 мэв приходится на долю энергии нейтронов деления, более 10 мэв — на долю гамма-излучений и более 18 мэв — на долю бета-излучений и нейтрино. Гамма-излучения являются электромагнитными излучениями типа рентгеновых, но с большей жесткостью. Бета-излучения — это поток быстрых электронов.

Осколки деления ядра имеют массовые числа от 70 до 160; обычно отношение масс осколков близко к величине 2:3. Сумма чисел зарядов (протонов) осколков равна числу зарядов исходного ядра.

Избыток нейтронов в ядрах осколков может устраниться путем испускания излишних нейтронов, в форме альфа- и бета-излучений, в результате чего массовое число ядра приходит в соответствие с его зарядом. Обычно про-

исходит другой процесс — превращение избыточных нейтронов ядра в протон с испусканием электрона и нейтрино. В этом случае массовое число ядра сохраняется, но атомный номер увеличивается на единицу, то есть один химический элемент превращается в другой химический элемент с большим на единицу атомным весом.

Другой процесс происходит при захвате нейтронов ядрами урана ²³⁸. При этом захвате число нейтронов в ядре увеличивается с 146 до 147, то есть получается новый изотоп урана — уран ²³⁹. Это неустойчивый элемент с периодом полураспада 23 минуты. Один из нейтронов ядра урана ²³⁹ превращается в протон, испуская электрон (бета-частицу) и нейтрино. Такая реакция носит название бета-распада. В результате бета-распада в ядре вместо 92 протонов получается 93 протона. Возникает новый химический элемент — 93-й элемент периодической системы. Этот атомный номер принадлежит нептуну ²³⁹. Как и уран ²³⁹, нептун ²³⁹ является неустойчивым элементом. Период полураспада этого радиоактивного элемента равен 2,3 дня. В результате бета-распада (превращения одного из нейтронов ядра в протон) число протонов в ядре увеличивается с 93 до 94. В периодической системе этому атомному номеру соответствует элемент плутоний ²³⁹. Это элемент с периодом полураспада 24 тысячи лет.

Если преследуется цель получения из урана ²³⁸ плутония ²³⁹, то через соответствующие промежутки времени урановые элементы заменяются свежими, а отработавшие элементы отправляются на химический завод для выделения плутония ²³⁹. Энергетические установки проектируются таким образом, что получающийся плутоний ²³⁹ участвует, наряду с ураном ²³⁵, в реакции деления с выделением тепла. Таким образом, расход урана ²³⁵ частично или полностью компенсируется выработкой плутония ²³⁹, и мощность установки длительное время может поддерживаться постоянной без добавления дополнительного количества свежего урана.

Искусственный расщепляющийся материал уран ²³³ в сплаве с торием ²³² может поддерживать цепную реакцию подобно урану ²³⁵ в природном уране. В этом случае при захвате нейтронов ядром урана ²³³ происходит его деление с выделением теплоты. При захвате же нейтрона ядром тория ²³² происходит двукратный бета-распад, подобный описанному бета-распаду урана ²³⁸. Из ядра тория ²³² по-

лучается неустойчивое ядро тория ²³³ с периодом полураспада 23 минуты. В результате превращения нейтрона этого ядра в протон образуется неустойчивое ядро протактиния (91-й элемент таблицы Менделеева) с периодом полураспада 27 дней. Бета-распад в ядре протактиния приводит к образованию ядра урана ²³³. Это элемент с периодом полураспада около 163 тысяч лет.

Таким образом, сырьем для атомных электростанций в настоящее время могут служить природный уран и торий. Уран может использоваться в качестве топлива в природном состоянии или после обогащения (повышения содержания урана ²³⁵), а также путем переработки урана ²³⁸ в плутоний ²³⁹. Торий намечается использовать путем переработки его в уран ²³³ или в виде сплава с ураном ²³³. Период полураспада урана ²³⁸ — около 4 миллиардов 500 миллионов лет, урана ²³⁵ — около 710 миллионов лет и тория ²³² — около 13 миллиардов 900 миллионов лет.

Если мировых запасов органического топлива достаточно примерно на тысячу лет, то запасов урана и тория достаточно по крайней мере на 20 тысяч лет. При освоении ядерных реакций синтеза легких элементов запасы ядерного топлива станут практически неограниченными.

Ядерные реакторы

Ядерными реакторами называют агрегаты, служащие для осуществления регулируемой цепной реакции расщепления ядер атомов тяжелых элементов с выделением тепловой энергии. В реакторах технологического назначения, служащих для получения плутония из природного урана или урана ²³³ из тория, тепловой процесс может вестись на низком температурном уровне, что упрощает конструкцию реактора и удешевляет его. В этом случае тепло не используется для энергетических целей и отводится с охлаждающей средой в водоем или в атмосферу. В реакторах энергетического назначения температурный уровень выбирается таким, чтобы коэффициент полезного действия энергетической установки был достаточно высоким. В настоящее время и технологические реакторы обычно строятся с расчетом на возможность использования выделяемого тепла для энергетических целей. Такие реакторы можно назвать двухцелевыми.

Можно классифицировать ядерные реакторы не только

по назначению, но и по физическим и теплотехническим признакам.

Большая часть построенных и проектируемых реакторов использует медленные (тепловые) нейтроны. Имеются осуществленные и проектируемые реакторы, в которых процесс деления происходит на нейтронах промежуточной энергии. Имеются также опытные реакторы, работающие на быстрых нейтронах.

В зависимости от вида замедлителя реакторы можно разделить на графитовые, водяные и тяжеловодные.

Классифицируют реакторы и по виду охлаждающей среды: с водяным, газовым, жидкометаллическим охлаждением.

В зависимости от структурного распределения ядерного топлива и замедлителя реакторы разделяются на гетерогенные и гомогенные.

Наконец, можно разделить реакторы по признаку воспроизводства ядерного топлива: без воспроизводства (на чистом ядерном топливе), регенеративные (с воспроизводством ядерного топлива) и реакторы-размножители (с расширенным воспроизводством ядерного топлива).

Конструктивные схемы реакторов

Рассмотрим конструктивные схемы основных типов ядерных реакторов, изображенные на рис. 4.

Рис. 4, *А*, дает представление о принципах конструкции реактора, в котором замедлителем и отражателем нейтронов служит графит. Кладка из графитовых кирпичей помещена в стальном цилиндрическом корпусе *1*, заполненном нейтральным газом (углекислота, гелий) с целью предотвращения выгорания графита. Периферийная часть графитовой кладки (*4*) является отражателем нейтронов. Назначение его — уменьшение утечки нейтронов, что позволяет осуществлять цепную реакцию при меньшей критической массе реактора (меньшей массе урана). Средняя часть графитовой кладки служит замедлителем нейтронов (*3*). Этот графитовый цилиндр с размещенными в нем урановыми элементами называется активной зоной реактора (*А. З.*). В графитовые каналы активной зоны вставляются трубы, служащие каналами для охлаждения тепловыделяющих (урановых, ториевых) элементов. В качестве охлаждающей среды могут быть использованы вода, газ или расплавленный металл. Для защиты урано-

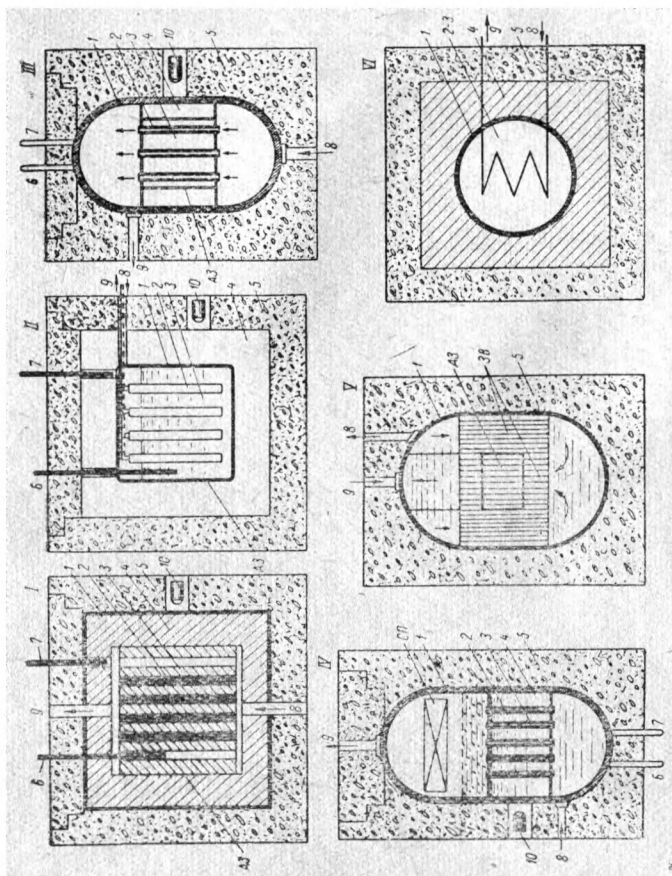


Рис. 4. Конструктивные схемы ядерных реакторов.

I—реактор на тепловых нейтронах, замедлитель и отражатель нейтронов — графит, охлаждающая среда—вода, газ или расплавленный металл; *II*—реактор на тепловых нейтронах, замедлитель—тяжелая вода, отражатель—графит, охлаждающая среда—газ; *III*—реактор на тепловых нейтронах, замедлитель, отражатель нейтронов и охлаждающая среда—вода (H_2O или D_2O); *IV*—реактор кипящего типа (H_2O или D_2O); *V*—реактор—размножитель на быстрых нейтронах с охлаждением расплавленным натрием; *VI*—гомогенный реактор (раствор солей урана в воде или тяжелой воде) с графитовым отражателем; 1—корпус реактора; 2—тепловыделяющие элементы (уран, торий); 3—замедлитель нейтронов; 4—отражатель нейтронов; 5—биологическая защита; 6—регулирующие стержни; 7—стержни аварийной защиты; 8—вход охлаждающей воды; 10—ионизационная камера.

вых элементов от окисления (коррозии) и истирания (эрозии) охлаждающей средой эти элементы покрываются защитной оболочкой. Трубы и оболочки урановых элементов поглощают часть нейтронов, что ослабляет цепную реакцию. В случае работы на природном уране это особенно нежелательно, так как количество получающихся при делении нейтронов и без того невелико. Поэтому толщина труб и оболочек урана должна быть минимальной; трубы и оболочки должны выполняться из материала, слабо поглощающего нейтроны. Такими материалами являются сплавы алюминия, магния и циркония. При сравнительно невысокой температуре охлаждающей среды (до 300—350°) трубы и оболочки выполняются из алюминиевых и магниевых сплавов. Цирконий допускает более высокую температуру теплоносителя. При температуре теплоносителя свыше 400—450 градусов каналы и оболочки тепловыделяющих элементов выполняются из температуростойких сталей. Однако при работе на природном уране применение стали в активной зоне невозможно, так как сталь слишком сильно поглощает нейтроны, что не позволяет получить саморазвивающуюся цепную реакцию. В этом случае требуется применение обогащенного урана. Цепная реакция деления урана возможна лишь в том случае, когда количество получающихся в единицу времени нейтронов несколько превышает количество нейтронов, захватываемых ураном замедлителем и конструктивными материалами. Минимальное количество урана в реакторе, при котором количество получающихся нейтронов превышает количество захватываемых нейтронов, называется критической массой. В урано-графитовом реакторе с водяным охлаждением критическая масса достигается при количестве природного урана около 20 тонн и количестве графита около 650 тонн. Если реактор имеет форму цилиндра, то его диаметр и высота должны быть в данном случае более 2 метров. Это критические размеры реактора.

Если масса урана меньше критической, то часть нейтронов деления будет уходить за пределы делящейся массы и остающееся количество нейтронов будет недостаточно для поддержания цепной реакции. Утечка нейтронов происходит и в том случае, если масса урана превышает критическую массу. В этом случае утечка нейтронов может быть уменьшена при применении отражателя ней-

тронов. При столкновении нейтронов с ядрами атомов отражателя часть нейтронов возвращается в активную зону реактора, поддерживая цепную реакцию.

В реактор загружается количество урана, значительно превышающее критическую массу. Поэтому в начальный период работы реактора количество нейтронов деления значительно превосходит величину, необходимую для поддержания заданной мощности. Необходимо искусственно уменьшить поток нейтронов. С этой целью в активную зону реактора вводятся компенсирующие (регулирующие) стержни (6) из материала, интенсивно поглощающего нейтроны. К таким материалам относятся карбид бора, бористая сталь, кадмий, гафний. Часто компенсирующие стержни выполняются из карбида бора, заключенного в стальную трубу.

По мере выгорания в реакторе урана²³⁵ количество нейтронов уменьшается и цепная реакция ослабляется. Для восстановления необходимой мощности компенсирующие стержни начинают подниматься из активной зоны. Это осуществляется с помощью дистанционного привода по показаниям приборов на пульте управления. Часть регулирующих стержней имеет автоматический привод и служит для точного регулирования мощности реактора. Система автоматического регулирования получает импульс от ионизационной камеры 10 или счетчика нейтронов. В ионизационной камере, заполненной газом, быстрые заряженные частицы вызывают падение напряжения между электродами, к которым приложена разность потенциалов. Падение напряжения в цепи электродов пропорционально изменению потока частиц, ионизирующих газ. Поверхности электродов, покрытые бором, поглощая нейтроны, вызывают поток альфа-частиц, также производящих ионизацию. В таких приборах изменение силы тока в цепи пропорционально изменению потока нейтронов.

Слабый ток, возникающий в цепи ионизационной камеры, усиливается электронными или другими усилителями. При увеличении потока нейтронов в реакторе сила тока в цепи ионизационной камеры увеличивается и сервомотор автоматического регулирования опускает регулирующий стержень в активную зону на соответствующую глубину. При ослаблении потока нейтронов в реакторе происходит уменьшение силы тока в цепи ионизационной

камеры и регулирующий стержень автоматически поднимается на такую высоту, когда поток нейтронов возрастает до нужной величины. На случай непредвиденного усиления цепной реакции, угрожающего безопасности установки, предусмотрены аварийные стержни (7). Эти стержни выполняются из материала, сильно поглощающего нейтроны, например, из кадмия. Если поток нейтронов аварийно увеличивается, аварийные стержни в сотые доли секунды автоматически опускаются в активную зону и приостанавливают цепную реакцию.

При делении ядер атомов в реакторе возникает поток нейтронов, бета-частиц и гамма-излучений. Все эти виды излучений оказывают вредное воздействие на живые организмы. Если вредное биологическое воздействие на организм рентгеновых лучей и гамма-излучений принять за единицу, то биологическая эффективность медленных нейтронов будет 5 единиц, быстрых нейтронов — 10 единиц и альфа-частиц — 20 единиц. Воздействие излучений от атомного реактора опасно для человека. Поэтому реактор снабжается биологической защитой. Обычно биологическая защита выполняется в виде бетонной оболочки толщиной около 3 метров. В качестве защиты может быть использован слой воды соответствующей толщины. Применяется и комбинированная защита из воды и бетона или из бетона и металла (чугун, сталь, свинец). Необходимая толщина биологической защиты обратно пропорциональна удельному весу материала защиты.

Графит является хорошим замедлителем, но он поглощает часть потока нейтронов. Лучшим замедлителем, не поглощающим нейтроны, будет тяжелая вода. Возможность широкого использования тяжелой воды ограничивается ее высокой стоимостью. Конструктивная схема теплового реактора с тяжелой водой в качестве замедлителя показана на рис. 4, III. Алюминиевый или стальной бак (1) до некоторого уровня заполнен тяжелой водой, в которую погружены тепловыделяющие элементы (2). В данном случае тепловыделяющие элементы охлаждаются газом. Каждый тепловыделяющий элемент имеет канал для подвода газа и канал, где газ омывает уран, отводя тепло, выделяемое при реакции деления. Тяжелая вода в пространстве между тепловыделяющими элементами нагревается за счет кинетической энергии замедляемых нейтронов. Это тепло (до 5 процентов тепловой мощности реак-

тора) отводится в специальный теплообменник, охлаждаемый водой. Тяжелая вода циркуляционным насосом забирается из реактора, подается в теплообменник и после охлаждения в нем возвращается в реактор.

Тяжелая вода может служить и отражателем нейтронов, но это потребует увеличения объема тяжелой воды в реакторе, что нежелательно вследствие ее высокой стоимости. Вокруг бака с тяжелой водой может быть выполнена кладка из графитовых кирпичей, служащая отражателем нейтронов. Графитовый отражатель нагревается за счет кинетической энергии нейтронов. Отвод тепла от отражателя осуществляется обычно потоком воздуха или воды.

По сравнению с графитовым реактором тяжеловодный реактор имеет сравнительно небольшую критическую массу — около 3 тонн природного урана и около 5 тонн тяжелой воды. Под действием осколков деления ядер урана тяжелая вода частично диссоциирует — разлагается на водород и кислород. Водород и кислород в газообразном состоянии образуют взрывчатую смесь. Для предотвращения взрыва в тяжеловодных реакторах предусматривается система рекомбинации. Газовая смесь отводится по трубе с охлаждающей рубашкой, частично конденсирующей пар, фильтруется через специальный фильтр (сосуд из нержавеющей стали, заполненный шерстью) и подается в каталитический аппарат, где смесь газообразного кислорода и водорода превращается в водяной пар. Пар конденсируется, и вода возвращается в реактор.

Рис. 4, III, дает представление о конструкции реактора, в котором замедлителем и отражателем служит вода или тяжелая вода под давлением.

Давление воды выбирается таким образом, чтобы не допустить ее закипания. Так, при давлении 100 ата температура кипения равна 309 градусам. Температура воды в реакторе с давлением в 100 ата допускается не выше 270—280 градусов. Высокое давление воды обуславливает большую толщину стального корпуса реактора. В активной зоне вертикально расположены тепловыделяющие элементы, охлаждаемые водой, движущейся снизу вверх. Вокруг активной зоны находится слой воды, служащий отражателем нейтронов. Оболочки тепловыделяющих элементов в реакторах этого типа большей мощности выполняются из сплавов циркония. Если замедлителем и охлаждающей средой служит обычная вода, то тепловыделяю-

щие элементы полностью или частично выполняются из обогащенного урана. При применении в качестве замедлителя тяжелой воды возможно использование тепловыделяющих элементов из природного урана.

В реакторах с водяным охлаждением (рис. 4, I, 4, III) вода приобретает значительную радиоактивность. Поэтому трубопроводы контура охлаждения реактора, циркуляционные насосы и теплообменник, где отдается воспринятое в реакторе тепло, требуют биологической защиты. Вода, воспринимающая тепло в теплообменнике, и получаемый из нее пар не имеют активности, опасной для обслуживающего персонала. Такая система охлаждения реактора называется двухконтурной. При газовом охлаждении (рис. 4, II) охлаждающий газ также имеет активность и отдает тепло воде вторичного контура.

Возможно водяное охлаждение реакторов по одноконтурной схеме. В этом случае (рис. 4, IV) реактор является одновременно и парогенератором. Такой реактор называется реактором кипящего типа. Охлаждающая вода, проходя через тепловыделяющие элементы, доводится до кипения. Образующийся пар освобождается от капель воды в специальном паросепарационном устройстве (СП), и подсушенный насыщенный пар поступает в турбину. Этот пар может иметь активность, недопустимую по условиям безопасности для эксплуатационного персонала. Паропровод и турбина должны иметь биологическую защиту, т. е. турбина в этом случае должна быть недоступной для персонала и может работать только с помощью системы автоматического регулирования и дистанционного управления. Предполагается, что в будущем, путем глубокого химического обессоливания конденсата и промывки выходящего из реактора пара в специальном скрубере, удастся снизить активность пара до безопасных пределов, что позволит установить турбину без биологической защиты.

В реакторах кипящего типа труднее обеспечить надежность отвода тепла. Наличие пара в активной зоне требует более высокой степени обогащения урана. В настоящее время имеются только опытные реакторы кипящего типа. Проектируются реакторы этого типа для энергетических установок большой мощности. На рис. 4, V, показана конструктивная схема реактора с расширенным воспроизводством ядерного горючего. На каждый килограмм «сожжен-

ного» первичного ядерного топлива (уран²³⁵, уран²³³, плутоний²³⁹) в таком реакторе может быть получено 1,5—1,8 килограмма вторичного ядерного топлива (урана²³³ — из тория или плутония²³⁹ — из урана²³⁸). Такие реакторы называются реакторами-размножителями (бридер-реакторами).

Реакторы-размножители работают на быстрых нейтронах, т. е. без замедлителя. В активной зоне размещены тепловыделяющие элементы из чистого делящегося вещества (уран²³⁵, плутоний²³⁹, уран²³³ в сплаве с металлом-разбавителем) или сильно обогащенный уран, содержащий до 50 процентов урана²³⁵. В качестве разбавителя может быть использован цирконий. Вокруг активной зоны (А. З.) расположена охватывающая зона воспроизводства (З. В.) Сверху и снизу активной зоны находятся верхняя и нижняя торцовые зоны воспроизводства.

Зона воспроизводства содержит тепловыделяющие элементы из природного урана или из тория. В активной зоне обогащенный уран или плутоний подвергается делению быстрыми нейтронами. Значительный избыток нейтронов деления проникает в зону воспроизводства, так как поглощение быстрых нейтронов в активной зоне невелико при тесном расположении тепловыделяющих элементов и отсутствии замедлителя. В зоне воспроизводства нейтроны захватываются ураном²³⁸ или торием²³², в результате чего получается соответственно плутоний²³⁹ или уран²³³. Часть полученного вторичного ядерного топлива принимает участие в цепной реакции, компенсируя расход первичного топлива в активной зоне, а избыток вторичного топлива может периодически удаляться из реактора и использоваться на другие цели. Зона воспроизводства имеет достаточную толщину, предотвращающую утечку нейтронов из реактора. Поэтому в реакторах-размножителях специального отражателя нейтронов не требуется. В реакторах-размножителях в качестве теплоносителя предполагается использовать расплавленные металлы, как натрий или сплав натрия и калия. Эти металлы слабо поглощают нейтроны, имеют высокую температуру кипения и могут применяться при атмосферном давлении в корпусе реактора или несколько большем. Температура кипения натрия при атмосферном давлении равна 870 градусам. Быстрые нейтроны деления, проходя через натрий, замедляются. Как уже указывалось, небольшие скорости

соответствуют области наиболее интенсивного резонансного поглощения ядрами урана²³⁸ или тория²³², что и требуется для зоны воспроизводства.

В реакторах-размножителях регулирующие стержни выполняются из урана²³⁸ или из тория²³².

Опубликованы проекты реакторов-размножителей на медленных нейтронах, в которых ядерное топливо используется в виде жидкого сплава с висмутом. По одному из проектов активная зона выполнена из графитового цилиндра с вертикальными каналами, через которые протекает жидкий сплав урана²³³ с висмутом.

Активная зона отделена от зоны воспроизводства графитовым цилиндром. Зона воспроизводства в поперечном сечении представляет графитовое кольцо, охватывающее активную зону. В этом полом графитовом цилиндре, как и в активной зоне, имеются вертикальные каналы для циркуляции сплава ядерного топлива и металла-разбавителя. Здесь применен сплав висмутита тория в висмуте.

Применение ядерного топлива в жидком виде облегчает операции по транспортировке отработанного топлива для химического отделения полученного вторичного топлива — урана²³³. Рассмотренные типы реакторов относятся к классу гетерогенных. Во всех этих реакторах делящийся металл и замедлитель образуют структурную решетку. От диаметра тепловыделяющих элементов и их шага зависят физические характеристики реактора.

На рис. 4, VI, дана конструктивная схема гомогенного реактора. В реакторах этого типа делящееся вещество (уран, торий) равномерно распределено в замедлителе в виде раствора или сплава.

Активная зона реактора имеет форму стальной сферы, заполненной раствором солей урана в замедлителе. При использовании тяжелой воды может быть применен природный уран, при обычной воде требуется обогащенный уран.

Вокруг активной зоны расположен отражатель нейтронов из графита.

Отвод тепла из активной зоны реактора осуществляется с помощью трубной системы, по которой циркулирует охлаждающая среда (вода, газ).

Регулирование мощности может производиться изменением количества раствора в активной зоне. Радиолитическое разложение тяжелой воды или воды на кислород

и водород требует системы рекомбинации, о которой говорилось выше.

Если активную зону такого реактора заключить в сферу большего диаметра, а пространство между сферами заполнить, например, взвесью окиси тория в воде или тяжелой воде, то получится гомогенный реактор-размножитель на тепловых нейтронах.

Гомогенные реакторы отличаются компактностью.

Примеры конструкций реакторов построенных или строящихся атомных электростанций

На рис. 5 изображен в разрезе реактор первой в мире атомной электростанции Академии наук СССР мощностью в 5000 киловатт. Это урано-графитовый реактор с водяным охлаждением (рис. 4, 1).

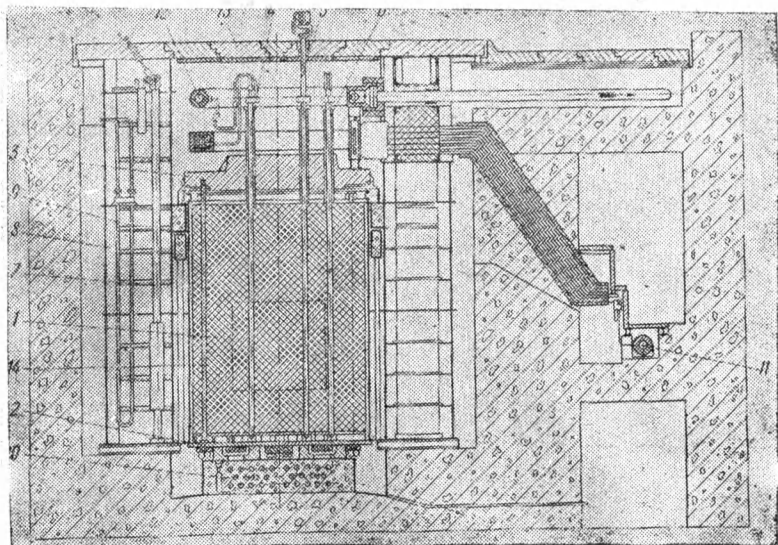


Рис. 5. Реактор атомной электростанции АН СССР.

1—графитовая кладка; 2—нижняя плита; 3—верхняя плита; --канал тепловыделяющего элемента; 5—канал аварийного стержня, 6—канал регулирующего стержня; 7—канал ионизационной камеры; 8—водяная защита; 9—10—холодильники; 11—подводящий коллектор; 12—отводящий коллектор; 13—чугунные плиты верхней защиты; 14—охлаждающая стойка отражателя.

Активная зона реактора в форме графитового цилиндра с диаметром 1,5 метра и высотой 1,7 метра показана пунктиром. Она имеет 128 рабочих каналов, в которых размещаются тепловыделяющие элементы. В реакторе используется обогащенный уран, содержащий 5 процентов урана²³⁵. Общая загрузка урана — 550 килограммов, из которых на долю урана²³⁵ приходится 27,5 килограмма.

Критическая масса реактора достигается при загрузке свежим ураном шестидесяти рабочих каналов. Избыточная реактивность снимается с помощью восемнадцати компенсирующих стержней из карбида бора. Имеются четыре стержня автоматического регулирования, действующие от сервомоторов, получающих импульс от ионизационных камер. На случай аварийного развития реакции предусмотрено два автоматических стержня безопасности.

По мере выгорания урана²³⁵ рабочие каналы заменяются свежими. Глубина выгорания — 15 процентов, т. е. содержание урана²³⁵ уменьшается с 5 процентов в начале кампании до 4,2 процента в конце кампании. Длительность кампании — около трех месяцев. Коэффициент воспроизводства плутония — 0,32.

Из подводящего коллектора в каждый рабочий канал поступает охлаждающая вода с давлением 100 ата и температурой 190 градусов. Из рабочих каналов с температурой 260—275 градусов вода поступает в сборный коллектор и далее направляется к теплообменникам. Графитовая кладка отражателя нейтронов примыкает к стальному цилиндрическому корпусу, заполненному нейтральным газом.

Биологическая защита реактора состоит из слоя воды толщиной 1 метр и бетонной оболочки толщиной 3 метра. Верхний торец защищен усиленной толщей отражателя нейтронов, стальной крышкой и чугунной плитой.

К 1960 году в СССР войдут в строй мощные атомные электростанции с реакторами различных типов, в которых в качестве замедлителя нейтронов будут использоваться графит, вода, тяжелая вода. Охлаждающей средой в них будут служить вода и жидкие металлы. Это будут реакторы электрической мощностью от 50 до 200 тысяч киловатт, работающие на быстрых или медленных нейтронах.

На рис. 6 изображен в разрезе реактор строящейся в Англии атомной электростанции Колдер-Холл. Первая очередь этой станции (станция А) имеет мощность 92 ты-

сячи киловатт.¹ Вторая очередь (станция Б) также рассчитана на мощность 92 тысячи киловатт, и суммарная мощность будет 184 тысячи киловатт.

На станции А установлены два реактора электрической мощностью по 46 тысяч киловатт. Это урано-графитовые реакторы с газовым охлаждением.

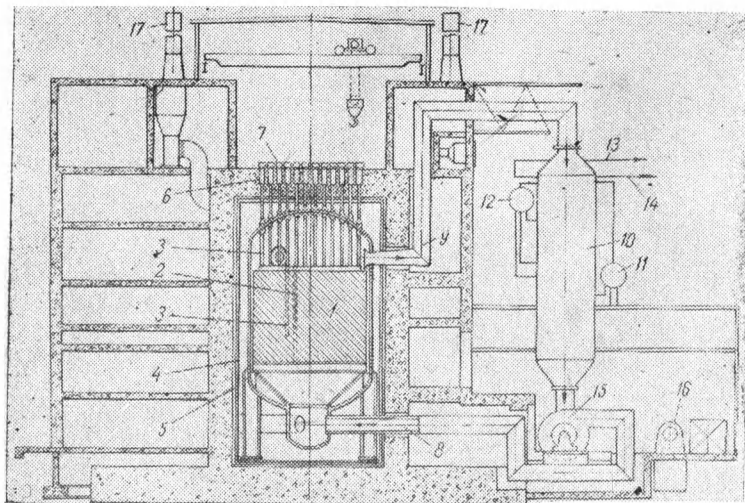


Рис. 6. Реактор английской электростанции Колдер-Холл.

Активная зона и отражатель нейтронов заключены в стальной корпус диаметром 12,2 метра и высотой 18 метров, сваренный из листов толщиной 50 миллиметров. Графитовая кладка весом более 900 тонн опирается на решетчатую конструкцию, состоящую из нижней кольцевой балки и лежащих на ней швеллеров.

В графитовой кладке имеются вертикальные каналы, в которых расположены тепловыделяющие урановые элементы и регулирующие стержни бористой стали. Загрузка природного урана в виде цилиндрических стержней составляет около 100 тонн.

Бетонная защита реактора изнутри облицована сталь-

¹ Вступила в строй в 1957 г

ными плитами толщиной в 150 миллиметров, предохраняющими бетон от теплового излучения.

Через пространство между корпусом реактора и стальными плитами биологической защиты проходит охлаждающий воздух, выбрасываемый в атмосферу с помощью вентиляторов через вентиляционные трубы высотой в 60 метров.

Охлаждающей средой служит газ — углекислота. Для заполнения реактора требуется 18 тонн углекислоты.

Во Франции (Маркуле) строится атомная электростанция мощностью в 30 тысяч киловатт с двумя реакторами, в которых замедлителем служит графит и охлаждающей средой — углекислота (схема по рис. 4, II). Каждый реактор содержит 100 тонн природного урана. В г. Канд будет построена более мощная атомная электростанция.

В США построена атомная электростанция Шиппингпорт¹ мощностью в 60 тысяч киловатт с реактором тепловой мощностью в 200 тысяч киловатт (рис. 7). В этом реакторе вода служит замедлителем, отражателем нейтронов и теплоносителем. Давление воды 140 ата, температура ее на входе в реактор 264 градуса и на выходе из реактора 283 градуса.

Корпус реактора, высотой в 9,5 метра и диаметром 2,75 метра, выполнен из углеродистой стали толщиной в 216 миллиметров. Вес корпуса — около 230 тонн. Для защиты от коррозии корпус облицован изнутри листами нержавеющей стали толщиной в 6,3 миллиметра. Снаружи корпус покрывается тепловой изоляцией толщиной в 100 миллиметров из спрессованного стеклянного волокна.

Активная зона реактора имеет форму цилиндра высотой в 1,83 метра и диаметром 1,83 метра. Вертикальные тепловыделяющие элементы размещены внутри тонкостенного цилиндра диаметром 2,4 метра из нержавеющей стали, опирающегося на стальную плиту — нижнюю решетку. Оболочка активной зоны охватывает верхнюю и нижнюю решетки, в которых установлены тепловыделяющие элементы, и соединена с цилиндрической вставкой, закрепленной в корпусе реактора.

Для защиты толстостенного корпуса от радиации меж-

¹ Вступила в строй в конце 1957 г.

ду оболочкой активной зоны и корпусом реактора установлены два цилиндрических экрана. Наружный экран имеет нижнее днище с отверстиями для входа воды в нижнюю решетку активной зоны.

Как видно из рис. 7, в активной зоне реактора рас-

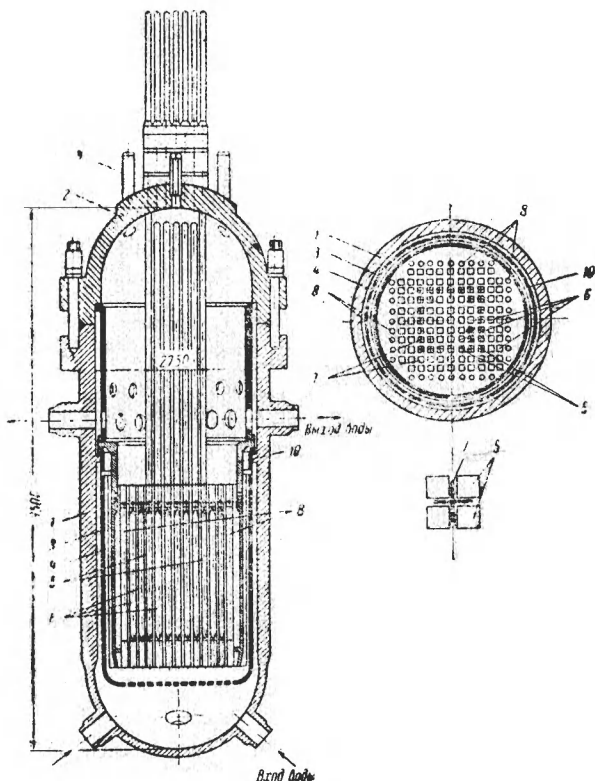


Рис. 7. Реактор американской электростанции Шиппингпорт.

1—прочный корпус, 2—крышка корпуса; 3—тепловая защита; 4—экран (тепловая изоляция); 5—элементы из обогащенного урана; 6—элементы из природного урана, 7—регулирующие пластины, 8—места для запасных тепловыделяющих секций, 9—устройство для загрузки резервных каналов; 10—корпус активной зоны.

положены тепловыделяющие элементы двух типов. Одни из них имеют форму циркониевых коробок квадратного сечения, внутри которых вертикально установлены пла-

стины толщиной в 2 миллиметра с зазором в 2 миллиметра из сплава урана с цирконием. Степень обогащения урана — более 50 процентов. Четыре такие коробки свариваются в секции с крестовидным зазором, в котором устанавливается регулирующий крестовидный стержень из гафния. Количество урана²³⁵ в элементах из обогащенного урана составляет 52 килограмма.

Зона воспроизводства содержит 11 тонн природного урана в виде его окиси. Тепловыделяющие элементы зоны воспроизводства имеют форму циркониевых трубок диаметром 10,5 миллиметра с толщиной стенок 0,7 миллиметра, заполненных окисью урана. Пучки по 100 трубок привариваются концами к квадратным циркониевым пластинам, образуя секцию высотой в 250 миллиметров. Семь таких секций размещаются одна на другой; их высота 1,8 метра между нижней и верхней решетками реактора.

В начале кампании реактора около 40 процентов тепла выделяется элементами из обогащенного урана и около 60 процентов — элементами из окиси урана. Основная часть энергии в реакторе получается за счет деления урана²³⁵. Около 8 процентов энергии выделяется при делении ядра урана²³⁸ быстрыми нейтронами. Значительную часть энергии дает деление ядер плутония, причем доля плутония в выделении энергии с течением времени возрастает.

В Англии строится атомная электростанция (Даунри) с реактором-размножителем на быстрых нейтронах. Мощность реактора 60 тысяч киловатт, охлаждающая среда — натрий. Мощность электростанции будет около 20 тысяч киловатт.

Тепловые схемы атомных электростанций

В настоящее время атомные электростанции проектируются с использованием в качестве двигателей паровых турбин. Применение газовых турбин на атомных электростанциях станет возможным несколько позднее.

Наиболее типичные тепловые схемы атомных электростанций даны на рис. 8.

На рис. 8, I, изображена тепловая схема атомной электростанции Академии наук СССР. Циркуляционные насосы подают в реактор 300 тонн воды в час под давлением в 100 ата. Вода нагревается в реакторе от 190 до 270 градусов и с этой температурой поступает в парогенера-

торы. Парогенераторы выполнены трехкорпусными. В первом корпусе производится подогрев воды, во втором — испарение ее и в третьем корпусе — перегрев пара. Всего установлено восемь трехкорпусных секций парогенераторов, соединенных в четыре блока попарно. Три блока работающие, четвертый — резервный. Циркуляционных насосов четыре, из них один — резервный.

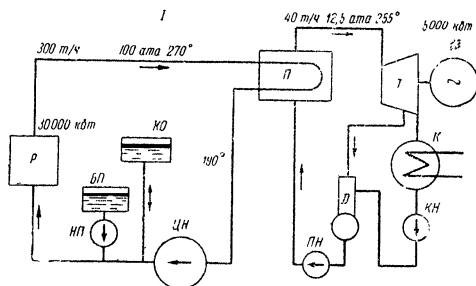


Рис. 8. Тепловые схемы атомных электростанций.

I—электростанция АН СССР; *II*—электростанция Шиппингпорт; *III*—электростанция Колдер-Холл; *IV*—электростанция с реактором, охлаждаемым натрием (вариант проекта). *Р*—реактор; *П*—парогенератор; *ТО*—теплообменник; *Т*—турбина; *К*—конденсатор; *ЦН*—циркуляционный насос; *КН*—конденсатный насос; *ПН*—питательный насос; *КО*—компенсатор объема; *БП*—бак подпитки; *НП*—насос подпитки; *СВ*—сепаратор влаги; *Г*—газодувка.

При работе реактора имеются небольшие утечки воды из контура охлаждения реактора. Предусмотрены бак подпитки и небольшие насосы подпитки контура реактора.

При нагреве и охлаждении реактора объем воды в контуре циркуляции изменяется. Изменение объема воды вызывает повышение или понижение уровня в компенсаторе объема воды, находящегося под давлением газа. При увеличении объема воды в контуре реактора часть ее вытесняется в компенсатор объема, сжимая газовый буфер. При понижении температуры в контуре объем воды уменьшается, и тогда давлением газового буфера часть воды вытесняется из компенсатора объема в контур циркуляции.

В парогенераторах вырабатывается 40 тонн в час водяного пара давлением 12,5 ата при температуре 255 градусов. Этот пар производит работу в паровой турбине,

развивая мощность 5000 киловатт, затем конденсируется, и конденсат снова подается насосами в парогенератор.

При указанном давлении и температуре пара и при малой мощности турбины коэффициент полезного действия электростанции сравнительно невысок (15—18 процентов).

Сохраняя тот же тип реактора, но повысив температуру воды на выходе из реактора, а также увеличив мощность турбинной установки до 100—200 тысяч киловатт, можно коэффициент полезного действия атомной электростанции повысить.

Однако повышение температуры воды требует и повышения давления, чтобы не допустить закипания воды. Повышение давления даже до критического (225 ата), которому соответствует критическая температура в 374 градуса, позволит нагревать воду в реакторе не более чем до 340—350 градусов, чтобы иметь запас по температуре 20—30 градусов для предотвращения кипения. Это не очень сильно повысит коэффициент полезного действия установки, но значительно утяжелит конструкцию реактора и парогенераторов.

Приняв температуру на выходе из реактора в 340 градусов, получим в парогенераторе насыщенный пар давлением в 150 ата или перегретый пар более низкого давления (20—25 ата). Применение насыщенного пара в 150 ата невозможно, так как в последних ступенях турбины получилась бы недопустимо высокая влажность пара. При применении пара давлением в 20—25 ата, перегретого до 300—320 градусов, влажность пара на выходе из турбины не будет превышать допустимого предела (12—13 процентов). При таких параметрах пара может быть получен коэффициент полезного действия атомной электростанций до 24—28 процентов.

Коэффициент полезного действия электростанции с урано-графитовым реактором при водяном охлаждении можно повысить другим способом. Часть каналов реактора нужно охлаждать водой, получая насыщенный пар. В других каналах этот пар будет перегреваться до температуры более 500 градусов. Полученный перегретый пар (радиоактивный) будет производить в парогенераторе пар давлением около 90 ата с температурой 480—500 градусов.

По такой схеме в текущей пятилетке будет построена

атомная электростанция мощностью в 200 тысяч киловатт.

Каждый реактор будет давать количество тепла, достаточное для работы паровой турбины в 100 тысяч киловатт.

Будет также построена мощная электростанция с реакторами, в которых обычная вода будет служить замедлителем нейтронов и охлаждающей средой. Стержни из природного и обогащенного урана будут защищены тонкой оболочкой из циркония. Вода под давлением в 100 ата будет подаваться в реактор с температурой 250 градусов. Охлаждая урановые стержни, она нагреется до 270—275 градусов и будет отдавать тепло в парогенераторах, где образуется насыщенный пар давлением в 30 ата. От каждого реактора будет вырабатываться количество пара, достаточное для работы трех турбин мощностью по 70 тысяч киловатт каждая. Аналогичная схема (рис. 8, II) принята на построенной в США атомной электростанции Шиппинг-

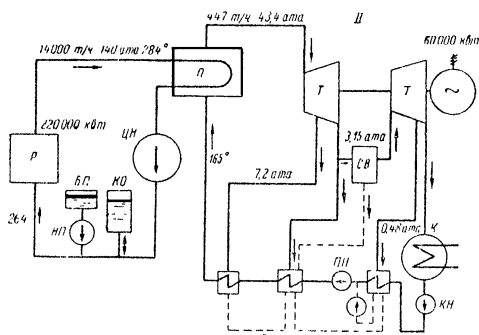


Рис. 8, II.

порт. Турбина этой электростанции запроектирована для работы на насыщенном паре давлением в 40 ата. В отсеке высокого давления турбины пар расширяется до давления в 3,15 ата, и уже при этом давлении он приобретает влажность в 11,6 процента. Этот влажный пар отводится из турбины в сепаратор, где под действием инерционных сил капли воды отделяются от пара и влажность пара снижается до 1 процента. С такой влажностью пар возвращается в отсек низкого давления турбины и, расширившись

с 3 до 0,05 ата, приобретает при выходе из турбины приемлемую влажность от 12 до 13 процентов.

Компенсатор объема на станции Шиппингпорт имеет паровой буфер. Пар получается путем электронагрева.

Расчетный коэффициент полезного действия этой электростанции равен 26,5 процента без регенеративного подогрева конденсата и 29,5 процента при нагреве конденсата паром, отбираемым из нескольких ступеней турбины. Расход энергии на вспомогательные механизмы составляет 9500 ата, или 13 процентов от мощности турбины.

Следует напомнить, что на обычных электростанциях коэффициент полезного действия в 29—30 процентов получается при более высоких начальных параметрах пара (100 ата, 500—520 градусов). Это объясняется тем, что потери тепла в реакторе с водяным охлаждением в несколько раз меньше потерь тепла в котлоагрегатах на органическом топливе, составляющих обычно до 15 процентов.

В США выполнен проект атомной электростанции Индиана-Пойнт мощностью 250 тысяч киловатт, из которых 150 тысяч получают в атомном реакторе и 100 тысяч добавляются в пароперегревателе, в топке которого сжигается мазут. При параметрах пара 29,5 ата и 535 градусов коэффициент полезного действия станции Индиана-Пойнт составляет, по проекту, 32 процента.

При охлаждении реактора кипящей водой давление в корпусе реактора значительно снижается. При температуре кипения воды 274 градуса будет получаться пар давлением в 60 ата, тогда как в реакторе с некипящей водой при такой температуре требуется давление в 130—140 ата. Схема установки с реактором кипящего типа получается одноконтурной, пар из реактора поступает непосредственно в турбину. Возможность получения при той же температуре воды более высокого давления пара по сравнению с двухконтурной схемой позволяет повысить коэффициент полезного действия паросиловой установки примерно на 15 процентов. При одноконтурной схеме уменьшается расход энергии на привод вспомогательных механизмов. Так, в установке мощностью в 5000 киловатт с кипящим реактором, при температуре тепловыделяющих элементов 260 градусов и давлении пара 40 ата, расчетный коэффициент полезного действия равен 24 процентам, причем на вспомогательные механизмы затрачивается

2 процента мощности турбины. Установка с реактором, охлаждаемым водой под давлением 140 ата, имеет такой же коэффициент полезного действия (24 процента) при температуре тепловыделяющих элементов 315 градусов, потребляя на вспомогательные механизмы 6 процентов мощности турбины.

В СССР будет построен в ближайшие годы реактор кипящего типа, пар из которого будет использоваться в турбине мощностью в 50 тысяч киловатт.

В США запроектирована электростанция мощностью в 180 тысяч киловатт с реактором кипящего типа. При работе турбины на насыщенном паре в 42 ата коэффициент полезного действия станции нетто получился, по расчетам, 25 процентов. Циркуляция в парогенераторе принята принудительной. Расход энергии на вспомогательные механизмы достигает 22 тысяч киловатт, или 8 процентов от мощности турбины. Более высокий коэффициент полезного действия атомной электростанции может быть получен при охлаждении реактора газом или жидким металлом. На рис. 8, III, изображена тепловая

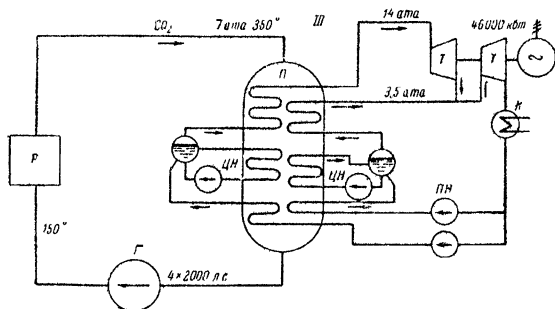


Рис. 8, III.

схема атомной электростанции Колдер-Холл, на которой устанавливаются урано-графитовые реакторы с газовым охлаждением. Четыре газодувки мощностью по 2000 лошадиных сил нагнетают углекислоту в реактор под давлением в 7 ата при температуре 150 градусов. Нагретая в реакторе до 350 градусов углекислота направляется в теплообменники, в которых вырабатывается водяной пар двух давлений — в 14 и 3,5 ата. Перегретый пар с давлением в

14 ата работает в турбине высокого давления, а по выходе из нее смешивается с перегретым паром с давлением в 3,5 ата и совершает работу в турбине низкого давления. Мощность каждой из этих турбин — 23 тысячи киловатт.

Такая двухкаскадная схема паровой установки позволяет более глубоко охладить уголекислоту перед ее поступлением в газодувки, что уменьшает мощность, затрачиваемую на сжатие газа.

По аналогичной же схеме строится атомная электростанция мощностью в 30 тысяч киловатт во Франции.

В СССР будет также построена опытная атомная электростанция с реакторами охлаждаемыми жидким металлом (натрием). Один реактор урано-графитовый электрической мощностью в 50 тысяч киловатт. Второй реактор с такой же мощностью будет работать на быстрых нейтронах (без замедлителя). Это реактор-размножитель, в котором будет вырабатываться количество вторичного ядерного топлива, превышающее количество сжигаемого первичного топлива. На этой же электростанции, кроме двух реакторов, охлаждаемых натрием, и реактора кипящего типа, будет установлен гомогенный кипящий реактор.

В гомогенном реакторе будет использоваться тонкий порошок тория, взвешенный в тяжелой воде. Этот реактор также относится к классу реакторов-размножителей. Количество вырабатываемого урана²³³ превышает количество расходуемого первичного горючего (тория).

На рис. 8, IV, показана тепловая схема атомной электростанции с реактором, охлаждаемым натрием. Это сложная трехконтурная схема, причем второй натриевый контур является паразитическим и вызван взрывоопасностью натриевой системы. При нарушении плотности сварки, вальцовочных или других соединений в теплообменнике возможен контакт натрия с водой, вызывающий взрыв. При двухконтурной схеме такой взрыв неизбежно вызывает загрязнение помещения радиоактивным натрием. При трехконтурной схеме в случае взрыва с водой соприкасается натрий промежуточного контура, не имеющий активности. Для понижения температуры застывания металла в промежуточном контуре может быть использован сплав натрия и калия.

По американским данным, атомная электростанция мощностью в 150 мегаватт с реактором, охлажда-

даемым жидким натрием, при параметрах пара 42 ата и температуре 390 градусов может иметь коэффициент полезного действия 33 процента. Температура натрия при выходе из реактора принята в расчетах равной 430 градусам, температура сплава натрия — калий в промежуточном контуре — 400 градусам.

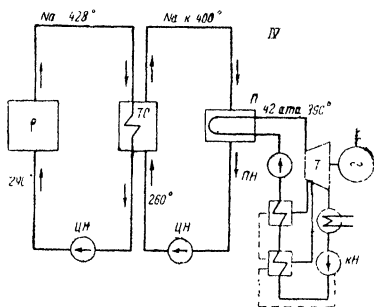


Рис. 8, IV.

Можно повысить коэффициент полезного действия установки с трехконтурной схемой, если вместо паразитического натриевого контура ввести контур с испаряющейся при температуре 500—600 градусов жидкостью — ртутью. Ртутный пар будет совершать работу в ртутнопаровой турбине, а по выходе из турбины будет конденсироваться, превращая охлаждающую воду в пар. Этот пар в свою очередь будет производить работу в другой турбине. Такая двухжидкостная, или бинарная, паровая установка имеет значительно более высокий коэффициент полезного действия по сравнению с установками водяного пара. При температуре ртутного пара 500—550 градусов можно получить коэффициент полезного действия атомной электростанции с бинарной установкой 40—50 процентов против 30—35 процентов в установке водяного пара с той же температурой.

Возможно, что в дальнейшем будут осуществлены энергетические реакторы с охлаждением ртутью¹. В этом случае, если окажется возможным доводить ртуть в реакторе до испарения, вместо трехконтурной установки получится более простая и более экономичная двухконтурная установка. В СССР и США (Лос-Аламос) реакторы с охлаждением ртутью уже работали.

Детальных проектов атомных электростанций с газовыми турбинами пока не опубликовано. Швейцарской

¹ Ядерные свойства природной ртути затрудняют ее применение в реакторах на тепловых нейтронах. В реакторах на быстрых нейтронах эти свойства ртути имеют меньшее значение.

фирмой Эшер-Висс в 1949 году был разработан эскизный проект газотурбинной установки для атомной электростанции мощностью в 12 500 киловатт. Реактор этой установки — урано-графитовый, охлаждаемый гелием. Циркуляция гелия в контуре охлаждения реактора осуществляется газодувкой с электроприводом. Давление гелия в контуре реактора равно 30 ата.

Из реактора гелий поступает в теплообменник, отдавая часть тепла на нагрев гелия вторичного контура, и снова поступает в газодувку, а из нее в реактор. Гелий вторичного контура производит работу в турбине высокого давления, служащей приводом двухкорпусного компрессора гелия с промежуточным охлаждением. Затем гелий направляется в турбину низкого давления, вращающую электрогенератор.

По выходе из турбины низкого давления гелий проходит через регенератор, компрессор низкого давления и компрессор высокого давления. Предварительно нагреваясь в регенераторе, гелий поступает в теплообменник реактора и снова направляется в турбину высокого давления.

В 1955 году фирма Эшер-Висс экспонировала на Женевской конференции эскизный проект газотурбинной установки для атомной электростанции в 60 тысяч киловатт. Схема этой установки дана на рис. 9. В отличие от первого проекта, здесь принята одноконтурная схема охлаждения реактора. Охлаждающей средой служит гелий, возможно, с примесью уголекислоты. Тепловая мощность реактора равна 148,7 тыс. киловатт.

Гелий уносит из реактора часть продуктов ядерного распада, прежде всего ксенон. Для улавливания ксенона предусмотрена ловушка, состоящая из турбодетандера и теплообменника, на трубках которого ксенон осаждается в твердом виде. Очищенный гелий возвращается в цикл, а ксенон отводится в резервуар.

Гелий из реактора с давлением в 30 ата и температурой 700 градусов поступает в турбину высокого давления, служащую приводом компрессорной группы. Турбина высокого давления и турбина низкого давления размещены в общем корпусе (рис. 10), но не связаны общим валом. Турбина высокого давления работает при 7400 оборотах в минуту, турбина низкого давления — при 3600 оборотах в минуту.

По выходе из турбины низкого давления гелий проходит через теплообменник (регенератор) и далее через концевой охладитель, где снижает свою температуру до 32 градусов. С этой температурой газ поступает в ком-

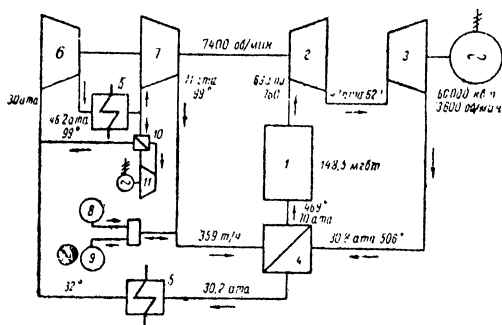


Рис. 9. Схема газотурбинной атомной электростанции мощностью 60 000 квт.

1—реактор; 2—турбина высокого давления; 3—турбина низкого давления; 4—регенератор; 5—охладитель газа; 6—компрессор низкого давления; 7—компрессор высокого давления; 8—газовый аккумулятор высокого давления; 9—газовый аккумулятор низкого давления; 10—ловушка для радиоактивных продуктов распада; 11—турбодетандер.

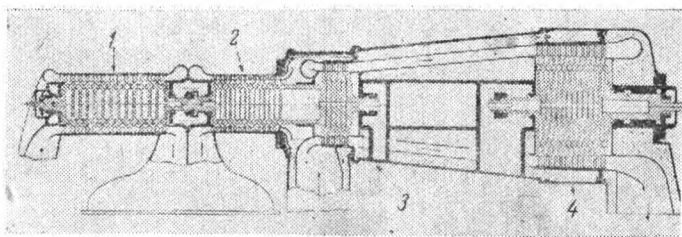


Рис. 10. Газотурбинный агрегат мощностью 60 000 квт для атомной электростанции.

1—компрессор низкого давления; 2—компрессор высокого давления; 3—турбина высокого давления; 4—турбина низкого давления.

прессор низкого давления, проходит через промежуточный охладитель и далее сжимается в компрессоре высокого давления. Степень повышения давления в каждом из ком-

прессоров принята равной 1,55, так что общая степень повышения давления равна 2,4.

В схеме установки предусмотрены газовые аккумуляторы для регулирования мощности агрегата посредством изменения в цикле давления гелия.

Компрессоры — осевого типа. Каждый из них имеет по четырнадцать ступеней. Наружный диаметр корпуса компрессора низкого давления составляет всего 0,7 метра.

Турбина высокого давления выполнена шестиступенчатой, турбина низкого давления — четырнадцатиступенчатой. Наружный диаметр корпуса турбины низкого давления равен 1,4 метра. Общая длина всего турбокомпрессорного агрегата — около 8 метров.

* * *

В США разработан проект реактора для портативной атомной электростанции. Загрузка реактора составляет 25 килограммов обогащенного урана. В контуре охлаждения реактора циркулирует вода под давлением в 84 ата, нагреваемая до 232 градусов. В теплообменнике вода охлаждается до 222 градусов, отдавая тепло воде вторичного контура, из которой образуется пар давлением в 13,5 ата.

Тепловая мощность реактора — 10 тысяч киловатт, мощность турбогенератора — 1300 киловатт. Около 300 киловатт затрачивается на вспомогательные механизмы, и полезная мощность электростанции составляет 1000 киловатт.

Рассматривался вопрос о возможности постройки локомотива с атомным двигателем. При мощности атомносилковой установки 6900 лошадиных сил, вес локомотива определен в 500 тонн. Вес атомносилковой установки (с паровой турбиной) составляет, по расчетам, 100 тонн, или 20 процентов от веса локомотива. Вес локомотива в 7000 лошадиных сил с атомным реактором равен 327 тоннам, в том числе вес защиты — 200 тонн; коэффициент полезного действия этого локомотива — 17 процентов.

В другом проекте локомотива намечено использовать газовую турбину мощностью в 3000 лошадиных сил. Вес локомотива 174 тонны, длина его равна 20,8 метра; коэффициент полезного действия на валу турбины — 20 процентов.

Проектная проработка возможности осуществления атомных двигателей для автомобиля пока не дала положительных результатов.

Атомносиловые установки для самолетов могут осуществляться с паровым циклом (паровая турбина) или с газовым циклом (газовая турбина).

В первую очередь атомносиловые установки будут осуществляться на самолетах с большой дальностью полета и с большим полетным весом, где большой вес атомного двигателя с биологической защитой будет компенсироваться уменьшением веса горючего.

* * *

В настоящей брошюре коротко рассмотрено современное состояние атомной энергетики. Эта новая отрасль техники быстро развивается, и в ближайшие годы области применения ядерной энергии на электростанциях и на транспорте будут значительно расширены.

Конструкции ядерных реакторов и схемы атомносиловых установок совершенствуются и упрощаются.

В недалеком будущем следует ожидать создания более мощных батарей, использующих энергию распада радиоактивных элементов. Такие батареи смогут использоваться для освещения помещений, а также для привода механизмов небольшой мощности.

Вслед за этим можно ожидать решения проблемы непосредственного превращения энергии регулируемой реакции расщепления атомных ядер в электрический ток.

Освоение регулируемой реакции синтеза легких элементов сделает неограниченными ресурсы атомного топлива.

Развитие атомной энергетики станет мощным фактором развития всех отраслей промышленности, строительства, транспорта и сельского хозяйства.

* * * *

ОСНОВНАЯ ЛИТЕРАТУРА

Реакторостроение и теория реакторов. Доклады советской делегации на Международной конференции по мирному использованию атомной энергии. Женева, 1955. Изд. АН СССР, 1955.

Атомную энергию — на службу мирному строительству. Беседа с Е. П. Славским. «Известия», 23 мая 1956 года.

Акад. И. В. Курчатов. Некоторые вопросы развития атомной энергетики в СССР. «Правда», 20 мая 1956 года.

Атомная энергетика. Доклады, представленные иностранными делегациями на Международную конференцию по мирному использованию атомной энергии. Женева, 1955. Госэнергоиздат, 1956.

Научные и технические основы ядерной энергетики. Под ред. К. Гудмена. Изд. иностр. лит., т. I, 1948; т. II, 1949.

Мак-Лайн. Лекции по технике реакторостроения. Перевод с англ. под ред. А. А. Канаева. Судпромгиз, 1957.

А. А. Канаев. От водяной мельницы до атомного двигателя. Машгиз, изд. 2, 1957.

Я. Г. Дорфман. История возникновения современной ядерной физики. Всесоюзное общество по распространению политических и научных знаний, Ленинградское отделение, 1955.

Г. А. Зисман. Строение атомного ядра. Общество по распространению политических и научных знаний РСФСР, Ленинградское отделение, 1956.

В. А. Лешковцев. Атомная энергия. Изд. техн.-теорет. лит., 1954.

А. А. Канаев. Перспективы развития атомной энергетики. «Энергомашиностроение», 1955, № 1.

А. А. Канаев. Газовые турбины в схемах атомносилловых установок. «Энергомашиностроение», 1957, № 21.

А. К. Красиц. Энергетические ядерные реакторы. Изд. «Знание», 1957.

* * * *

Научный редактор
профессор *Я. Г. Дорфман.*

Редактор издательства
Д. М. Владимирский

Техн. редактор
А. М. Гурджиева

М. 04138 Подп. к печ. 18/II-1958 г.

Объем 2³/₄ печ. л.

Заказ № 1726. Тираж 9.000

Типография им. Склепина

ЗАМЕЧЕННЫЕ ОПЕЧАТКИ

Страница	Строка	Напечатано	Следует
19	8 сверху	мощности	реактивности
25	подпись к рис. 5	— канал	4 — канал
34	10 сверху	9500 ата	9500 квт

Цена 85 коп.