

Уран-графитовые реакторы электростанций с перегревом пара

Н. А. Доллежалъ

Прошло более трех лет со дня пуска первой советской атомной электростанции. Успешная работа станции показала, что для использования атомной энергии с целью получения электроэнергии нет технических препятствий и накапливаемые в различных странах огромные количества делящихся материалов могут найти мирное применение. Многочисленные проекты мощных атомных электростанций, опубликованные за последние три года, подтвердили этот основной вывод, который в настоящее время свелся к вопросу о стоимости вырабатываемой электроэнергии и о выборе наиболее экономичного типа ядерного реактора.

Поскольку в настоящее время нет разработанной системы технико-экономических показателей, необходимой для обоснования строительства атомных электростанций в том или ином случае, по-видимому, потребуется некоторое время для эксплуатационной проверки различных инженерных решений. Одни из этих решений окажутся несостоятельными, другие получат поддержку и направление для дальнейшего совершенствования.

Другими словами, можно утверждать, что главные вопросы развития атомной энергетики в большинстве случаев будут решаться с точки зрения разработки таких конструкций энергетических реакторов, сооружение которых даст наибольший народнохозяйственный эффект.

Эффективность сооружения атомной электростанции в общем виде можно определить следующим соотношением*):

$$m \approx k \frac{Na}{\frac{B_{нач} - B_{выг}}{T}}, \quad (1)$$

*) Произведение Na составляет «доходную» часть эксплуатационной сметы электростанции, поэтому

где N —мощность электростанции (например, в $мгвт$), равная произведению тепловой мощности реактора $Q_{тепл}$ (также в $мгвт$) на тепловой к. п. д. станции $\eta_{нетто}$ ($N = Q_{тепл} \times \eta_{нетто}$); a —предельная стоимость единицы электроэнергии (например, 1 $мгвт-ч$), вырабатываемой атомной электростанцией; $B_{нач}$ —стоимость загружаемого в реактор урана, противокоррозионных и противосколочных оболочек тепловыделяющих элементов и различных конструктивных деталей, заменяемых в реакторе одновременно с заменой урана; $B_{выг}$ —стоимость тепловыделяющих элементов, выгружаемых из реактора после окончания срока их работы; T —длительность кампании, т. е. время (в часах или сутках), в течение которого происходит процесс деления ядерного горючего в тепловыделяющих элементах; k —коэффициент, учитывающий некоторые основные особенности атомной электростанции, например, по сравнению с угольными электростанциями.

Величину стоимости $B_{нач}$ можно представить в виде суммы трех основных составляемых: 1) произведения веса урана g на стоимость урана b_1 , обогащенного U^{235} до величины $x_1\%$ (величина x_1 определяется при проектировании реактора и зависит от его типа и условий работы); 2) стоимости C_1 изготовления тепловыделяющих элементов из урана с принятым обогащением; 3) стоимости C_2 конструктивных элементов (касет, подвесок и пр.), необходимых для размещения тепловыделяющих элементов в реакторе и их замены.

при рассмотрении вопроса о сооружении атомной станции, предназначенной не только для выработки электроэнергии, но и для теплоснабжения, в частности, кроме стоимости электроэнергии, следует вести стоимость отпускаемого тепла.

Величина стоимости $B_{\text{выг}}$ определяется, с одной стороны, стоимостью оставшегося в количестве $x_2\%$ U^{235} , ценой образовавшегося, также делящегося и поэтому представляющего ценность, плутония в количестве $y\%$ и стоимостью некоторых конструктивных деталей, которые могут быть использованы повторно. С другой стороны, на величину $B_{\text{выг}}$ влияют затраты на переработку тепловыделяющих элементов с целью извлечения из них урана и плутония.

Таким образом, величину $B_{\text{выг}}$ можно представить в виде суммы следующих основных слагаемых: 1) произведения веса выгруженного урана g на стоимость урана b_2 , содержащего $x_2\%$ U^{235} ; 2) произведения

веса плутония ($q \approx \frac{y}{100} g$) на установленную цену плутония b_3 ; 3) стоимости возвращаемых деталей C_3 , составляющих часть стоимости C_2 изготовления новых тепловыделяющих элементов; 4) стоимости C_4 переработки использованных тепловыделяющих элементов с целью извлечения из них урана и плутония.

Величина $B_{\text{выг}}$ определяется разностью между суммой первых трех слагаемых и четвертым. Чем меньше последнее слагаемое, т. е. чем экономичнее процесс переработки использованных тепловыделяющих элементов, тем выше, при прочих равных условиях, значение $B_{\text{выг}}$.

Величина T устанавливается при проектировании реактора и находится в прямой связи с величиной загрузки и степенью обогащения урана изотопом U^{235} . В принципе, чем выше обогащение, тем больше может быть кампания. Однако наибольшее влияние на выбор величины T оказывает способность конструктивных материалов тепловыделяющих элементов противостоять износу от коррозии, радиационного воздействия и других причин.

Коэффициент k может характеризовать, в частности, относительное увеличение капитальных затрат при сооружении атомной станции, расходы на обслуживание и ряд других показателей. В различных случаях коэффициент k может быть больше или меньше единицы.

Таким образом, чтобы сооружение атомной электростанции вместо, например, угольной было более эффективным, необходимо, чтобы безразмерный параметр m был больше единицы. Чем больше его величина, тем

эффективнее атомная электростанция и тем целесообразней ее сооружение.

Зависимость (1) можно представить в таком виде:

$$m \approx ka \frac{W_{\eta_{\text{нетто}}}}{(b_1 - b_2) - R \frac{x_1 - x_2}{100} b_3 + \frac{C_1}{g} + \frac{C_2 - C_3}{g} + \frac{C_4}{g}} \quad (2)$$

Здесь W —количество тепловой энергии (например, в *мгвт-дн*), выделяемой каждой тонной загруженного в реактор урана; R —коэффициент воспроизводства ядерного горючего, т. е. количество атомов образовавшегося к концу кампании плутония, отнесенное к количеству атомов U^{235} , сгоревших за время кампании.

Анализ параметра m , представленного выражением (2), позволяет сделать дополнительные принципиальные выводы. Например, можно сделать заключение, что чем выше значение W , тем ниже относительная стоимость электроэнергии, вырабатываемой атомной электростанцией. Иллюстрацией к сказанному является кривая,

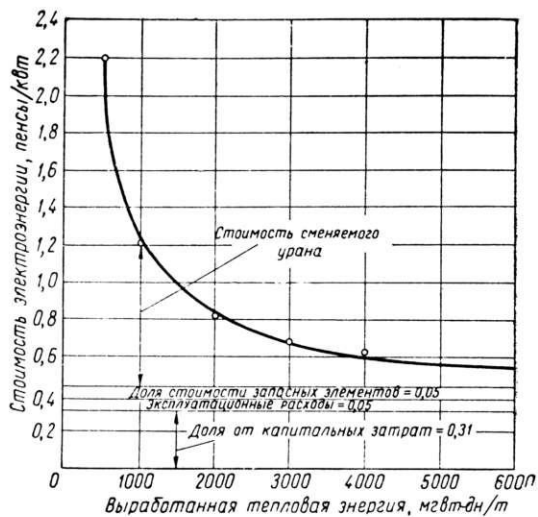


Рис. 1. Пример изменения стоимости электроэнергии в зависимости от выработанной на 1 т горючего тепловой энергии [1].

приведенная на рис. 1. Эта кривая, рассчитанная для атомной электростанции «Кулдер-Холл» (Англия), характеризует стоимость электроэнергии в зависимости от количества сгоревшего U^{235} в 1 т загруженного в реактор урана, т. е. от величины W .

Аналогичные кривые, вычисленные для других реакторов, показывают, что может иметь место некоторое оптимальное значение величины W , при которой стоимость электроэнергии является наименьшей. Это объясняется, в частности, тем, что в выражении (2) одновременно с увеличением W может возрастать и знаменатель, величина которого зависит от ряда стоимостей: b_1 , b_2 , b_3 , C_1 и т. д. Для различных типов и конструкций реакторов влияние каждого из этих факторов на общую величину знаменателя крайне различно. Например, для маломощных энергетических реакторов, у которых нельзя ожидать большого значения R , относительная величина второго члена в знаменателе вообще становится незначительной.

Рассмотрим кратко возможные пути уменьшения величины знаменателя в выражении (2).

Первым слагаемым знаменателя является разность $b_1 - b_2$ между начальной стоимостью урана, обогащенного U^{235} до величины $x_1\%$, и конечной стоимостью выгружаемого из реактора урана, содержащего $x_2\%$ U^{235} . Эта разность характеризует количество выгоревшего в реакторе U^{235} и коррелирует величине W . В настоящее время, судя по литературным данным, обогащение урана производится методом диффузионного разделения и поэтому стоимость его определяется расходами, связанными с осуществлением этого процесса. Для области малых обогащений (до 3%) эта зависимость практически линейна, т. е. $(b_1 - b_2) = A(x_1 - x_2)$, где A — коэффициент, присущий технологическому процессу обогащения урана.

Согласно опубликованным данным [2] изменение стоимости урана в зависимости от содержания в нем U^{235} для области малых обогащений может быть представлено графиком, приведенным на рис. 2. Аналитическое выражение этой зависимости следующее:

$$(b_1 - b_2) = 140\,000 (x_1 - x_2). \quad (3)$$

Здесь величины b_1 и b_2 выражены в долларах за 1 т урана, а x_1 и x_2 — в процентах (содержание U^{235}).

Используя отмеченную выше зависимость, первые два члена в знаменателе формулы (2) можно преобразовать следующим образом:

$$(b_1 - b_2) - R \frac{x_1 - x_2}{100} b_3 = \frac{x_1 - x_2}{100} (A - R b_3), \quad (4)$$

где b_3 — стоимость 1 т плутония.

Получение малого и, возможно, отрицательного значения величины $(A - R b_3)$ может быть достигнуто следующими способами: 1) удешевлением процесса обогащения урана; не исключено, что в результате поисков новых технических решений

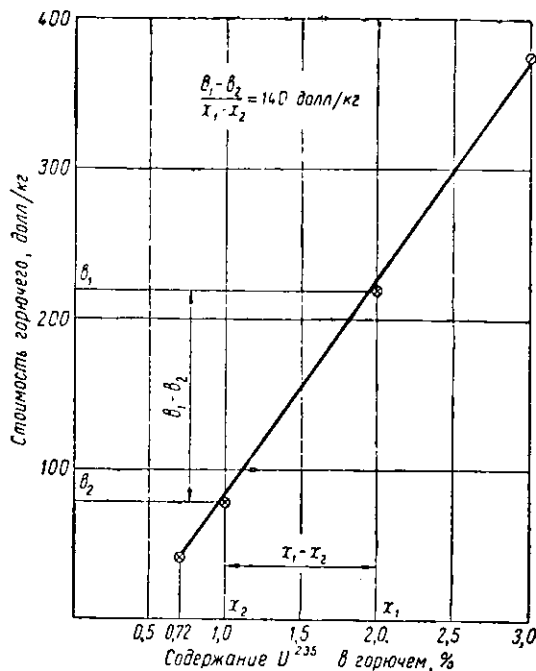


Рис. 2. Изменение стоимости урана в зависимости от содержания U^{235} [2].

зависимость стоимости урана от его обогащения будет определяться существенно меньшим множителем A , который сейчас, например, для условий США равен $140\,000 \frac{\text{долл}}{\text{т} \cdot \% \text{ обогащ}}$; 2) конструированием реакторов с возможно большим коэффициентом воспроизводства горючего R ; для реактора электростанции «Колдер-Холл» эта величина, по-видимому, достигает 0,85; в мощных энергетических реакторах других типов коэффициент R , очевидно, может быть получен не ниже 0,6—0,65; 3) осуществлением такого ядерного процесса в реакторе, при котором образующийся плутоний был бы в ядерном отношении наилучшим; согласно опубликованным данным [3] Комиссия по атомной энергии США установила, например, цену для плутония с различным содержанием Pu^{240} от 30 до 45 долларов за грамм; так как содержание Pu^{240} в общем коли-

честве образующегося в реакторе плутония находится в прямой зависимости от величины W , то, следовательно, влияние его содержания на общие экономические показатели атомной станции должно учитываться.

Существенное влияние на экономические характеристики атомной электростанции оказывают остальные слагаемые знаменателя в выражении (2). Величины этих слагаемых, как указано выше, определяются: стоимостью изготовления тепловыделяющих элементов C_1 ; стоимостью изготовления (с учетом возможности частичного повторного использования) различных конструктивных элементов, необходимых для размещения тепловыделяющих элементов в реакторе ($C_2 - C_3$); стоимостью переработки C_4 выгруженных из реактора тепловыделяющих элементов с целью извлечения из них урана и плутония. Общим для всех этих стоимостей является то, что все они должны рассматриваться по отношению к весу урана, загружаемого в реактор. Поэтому вопрос о выборе величины загрузки горючего при конструировании ядерного реактора должен рассматриваться и с этой точки зрения. Может оказаться, что увеличение проектной загрузки (а это, при прочих равных условиях, приводит к увеличению кампании T) будет существенно влиять на экономические показатели атомной станции. Разработка таких конструкций, которые вообще сводили бы к минимуму значение знаменателя в выражении (2) и, в частности, три последних слагаемых знаменателя, составляет одну из главных сторон техники реакторостроения.

Для реакторов, работающих на тепловых нейтронах, нетрудно написать еще и такие зависимости:

$$m \simeq 240 \cdot k \cdot a \frac{\eta_{\text{нетто}}}{10^{-6} (100A - Rb_3) + \frac{C_1 + (C_2 - C_3) + C_4}{Q_{\text{тепл}} \cdot T}}, \quad (5)$$

$$m \simeq 240 \cdot k \cdot a \frac{\eta_{\text{нетто}}}{10^{-6} (100A - Rb_3) + \frac{C_1 + (C_2 - C_3) + C_4}{W \cdot g}}. \quad (5')$$

Здесь 10^{-6} —множитель, вычисленный в предположении, что тепло образуется за счет деления U^{235} ; в действительности в реакторах на тепловых нейтронах часть тепла образуется при делении Pu^{239} и Pu^{241} , что несколько уменьшает величину множителя.

Выражения (5) и (5') удобны для проведения сравнительных оценок экономичности атомных электростанций с реакторами различных типов и с различными режимами их работы. Из выражений, в частности, следует, что если (при прочих равных условиях) представляется возможным увеличить продолжительность кампании горючего путем некоторого обогащения урана U^{235} , то эта мера с точки зрения стоимости вырабатываемой электроэнергии может оказаться целесообразной.

Представленная выражениями (1), (2), (5) и (5') зависимость m от некоторых величин, конечно, не отражает всех сторон такого сложного вопроса, каким является экономика производства электроэнергии на атомных станциях. Однако эта зависимость позволяет оценить влияние главных факторов и в известной степени объяснить существование в настоящее время различных технических направлений в разработке конструкций и типов энергетических ядерных реакторов.

Например, очевидно, что при одной и той же тепловой мощности реактора $Q_{\text{тепл}}$ целесообразно стремиться к увеличению общего теплового к. п. д. станции $\eta_{\text{нетто}}$. Известно, что повышение к. п. д. может быть достигнуто повышением параметров пара (давление и температура) перед турбиной. Поэтому одним из направлений в энергетическом реакторостроении является разработка реакторов, позволяющих получать пар высоких параметров. К таким реакторам относятся реактор первой советской атомной электростанции, реакторы одной из строящихся в СССР мощных электростанций, а также реакторы с натриевым теплоносителем и др.

Основная идея достижения необходимой экономичности таких реакторов заключается в том, что увеличение $\eta_{\text{нетто}}$ (к. п. д. станции) в числителе уравнений (1), (2), (5) и (5') за счет применения пара высоких параметров оправдывает увеличение знаменателя, связанное с необходимостью введения в активную зону реактора некоторых дополнительных конструктивных материалов или натрия, что в известной степени ухудшает нейтронный баланс и вызывает относительное уменьшение R , а следовательно, и $B_{\text{выг}}$. Кроме того, это приводит к некоторому увеличению стоимости тепловыделяющих

элементов, что, однако, может быть скомпенсировано удлинением кампании.

Необходимое увеличение значения m может быть достигнуто также уменьшением знаменателя, в частности, в уравнении (1) уменьшением величины $\left(\frac{B_{\text{нач}} - B_{\text{выг}}}{T}\right)$, являющейся ценностным выражением использования загрузки реактора и зависящей, как уже указывалось, от содержания U^{235} в уране в начале и конце кампании, стоимости плутония, свойств конструктивных материалов, тепловыделяющих элементов и т. д.

Сущность технических идей, положенных в основу проектов реакторов, в которых используется этот путь повышения экономичности, в основном заключается в следующем:

1. Не прибегая к пока еще дорогому процессу предварительного обогащения естественного урана, т. е. используя уран с природным содержанием U^{235} , можно достигнуть относительно низкого значения $B_{\text{нач}}$ и относительно высокого значения $B_{\text{выг}}$, что в конечном счете даже при относительно небольшом $\eta_{\text{нетто}}$ может привести к удовлетворительной величине m . Этот принцип, в частности, использован в реакторах английских атомных станций типа «Колдер-Холл», в реакторах с тяжеловодным замедлителем и некоторых других. По-видимому, для реакторов этого типа характерным будет относительно низкое значение второго члена в знаменателе выражений (5) и (5').

2. Применяя слабообогащенный уран, можно использовать некоторые особенности обычной воды как замедлителя нейтронов, в результате чего возможно получить в реакторе относительно большое количество плутония и тем самым увеличить значение $B_{\text{выг}}$ и R , т. е. в конечном счете уменьшить величину $\left(\frac{B_{\text{нач}} - B_{\text{выг}}}{T}\right)$ в выражении (1)

или величину $(100A - R \cdot b_3)$ в выражениях (5) и (5'). Расчеты показывают, что при известных соотношениях между стоимостью обогащенного урана и существующими ценами на плутоний (даже при относительно невысоких параметрах пара) в таких реакторах может быть достигнуто приемлемое значение m . К реакторам такого типа относится реактор PWR сооружаемой вблизи Питтсбурга (США) Шиппингпортской электростанции, реакторы одной

из мощных электростанций, строящихся в СССР, и некоторые другие.

В небольшой статье невозможно осветить все вопросы, связанные с разработкой экономичных конструкций ядерных реакторов. Однако из сказанного видно, что для создания экономичных атомных электростанций имеется много технических путей, иногда весьма отличных друг от друга. Изучение их составляет одну из самых увлекательных и сложных областей современной техники.

Одной из задач данной статьи является описание принципа конструкции реактора для получения водяного пара высоких параметров. Реакторы такого типа будут установлены на одной из строящихся в СССР атомных электростанций. В основу проекта реактора положены результаты многолетней творческой работы большого числа советских инженеров и физиков, а также опыт длительной работы первой советской атомной электростанции.

Работа станции [4]—[6] показала, что: 1) главные принципы, принятые при ее проектировании (тип реактора, основные параметры, конструктивные решения и т. д.), оказались правильными; 2) защита обслуживающего персонала станции и окружающего населения оказалась надежной; 3) впервые примененные в реакторе трубчатые тепловыделяющие элементы обладают высокими качествами: за время эксплуатации электростанции ни один из них не вышел из строя, что доказывает их высокую «живучесть», т. е. пригодность для использования в длительных кампаниях и, следовательно, для осуществления относительно высокого выжигания урана (высокое W); 4) ядерный реактор, представляющий собой уран-графитовую систему на тепловых нейтронах с водяным теплоносителем, циркулирующим по трубам сменяемых рабочих каналов, обладает рядом положительных свойств и может быть использован как источник тепла в атомных электростанциях большой мощности с высокими параметрами пара.

Поэтому и было принято решение построить атомную электростанцию большой мощности с уран-графитовыми реакторами, в которых (в отличие от реактора первой советской атомной станции) водяной теплоноситель будет испаряться и перегреваться в рабочих каналах.

Тепловая мощность реактора была определена из условий работы одного реактора в блоке с одной стандартной паровой турбиной и электрогенератором мощностью 100 мвт. Осуществление блока реактор—турбина создает существенные эксплуатационные удобства и повышает надежность станции, включенной в общую систему электроснабжения района.

ре некипящая вода, выходящая из рабочих каналов при давлении 100 *ата* и температуре 290° С (что позволяет получать в парогенераторе вторичный пар давлением всего 12—13 *ата* и с температурой 270—280° С), то в описываемой электростанции перегрев пара до 510° С производится непосредственно в реакторе. Повышенные параметры пара позволяют осуществить работу описываемой

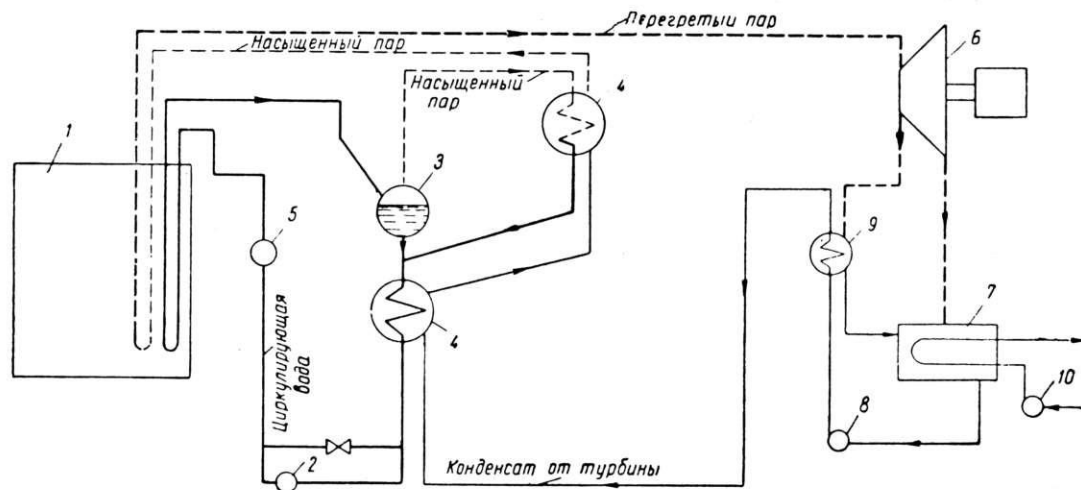


Рис. 3. Принципиальная схема электростанции с уран-графитовым реактором.

1—реактор; 2—циркуляционный насос; 3—сепаратор пара; 4—парогенератор (подогреватель и испаритель); 5—сборный коллектор; 6—турбогенератор; 7—конденсатор турбины; 8—питательный насос; 9—подогреватель питательной воды; 10—циркуляционный насос.

Выбранная стандартная турбина ВК-100 потребляет пар давлением 90 *ата* и температурой 500° С. Принципиальная схема блока электростанции приведена на рис. 3.

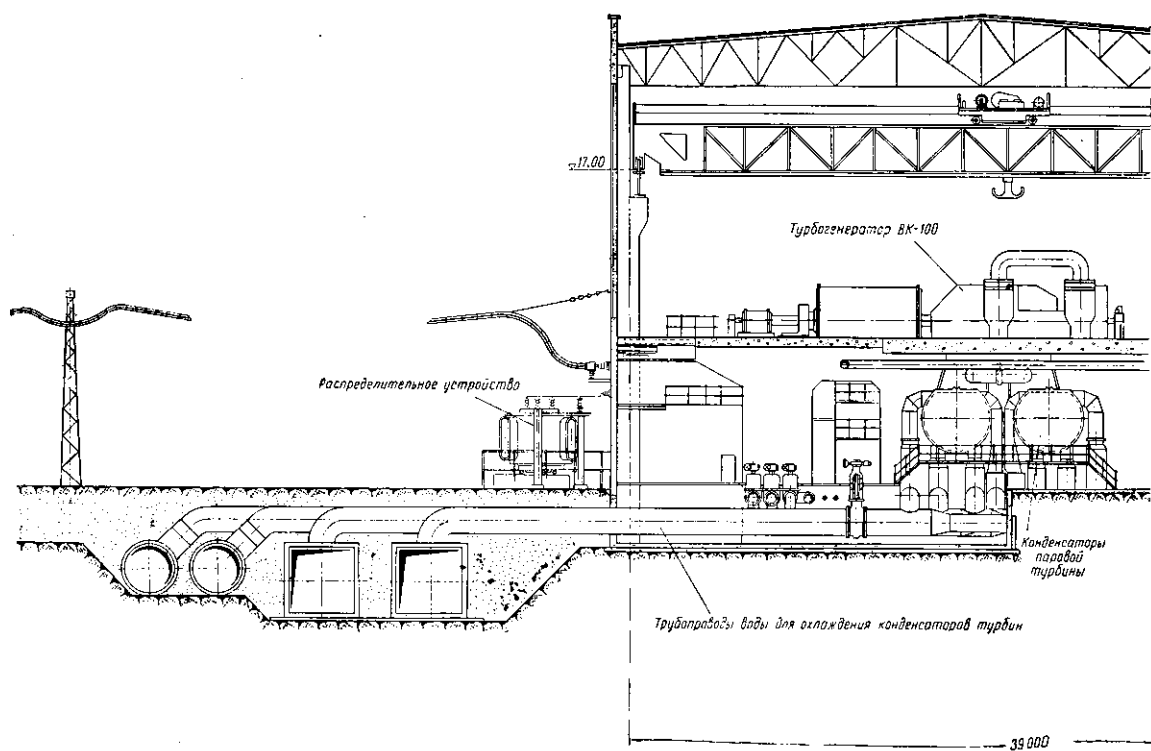
Источником тепла являются тепловыделяющие элементы рабочих каналов, помещенные в реактор 1. Одна часть рабочих каналов охлаждается кипящей водой, а другая часть—паром, перегревающимся до необходимой температуры. Циркуляция кипящей воды в паро-водяных каналах осуществляется насосами 2.

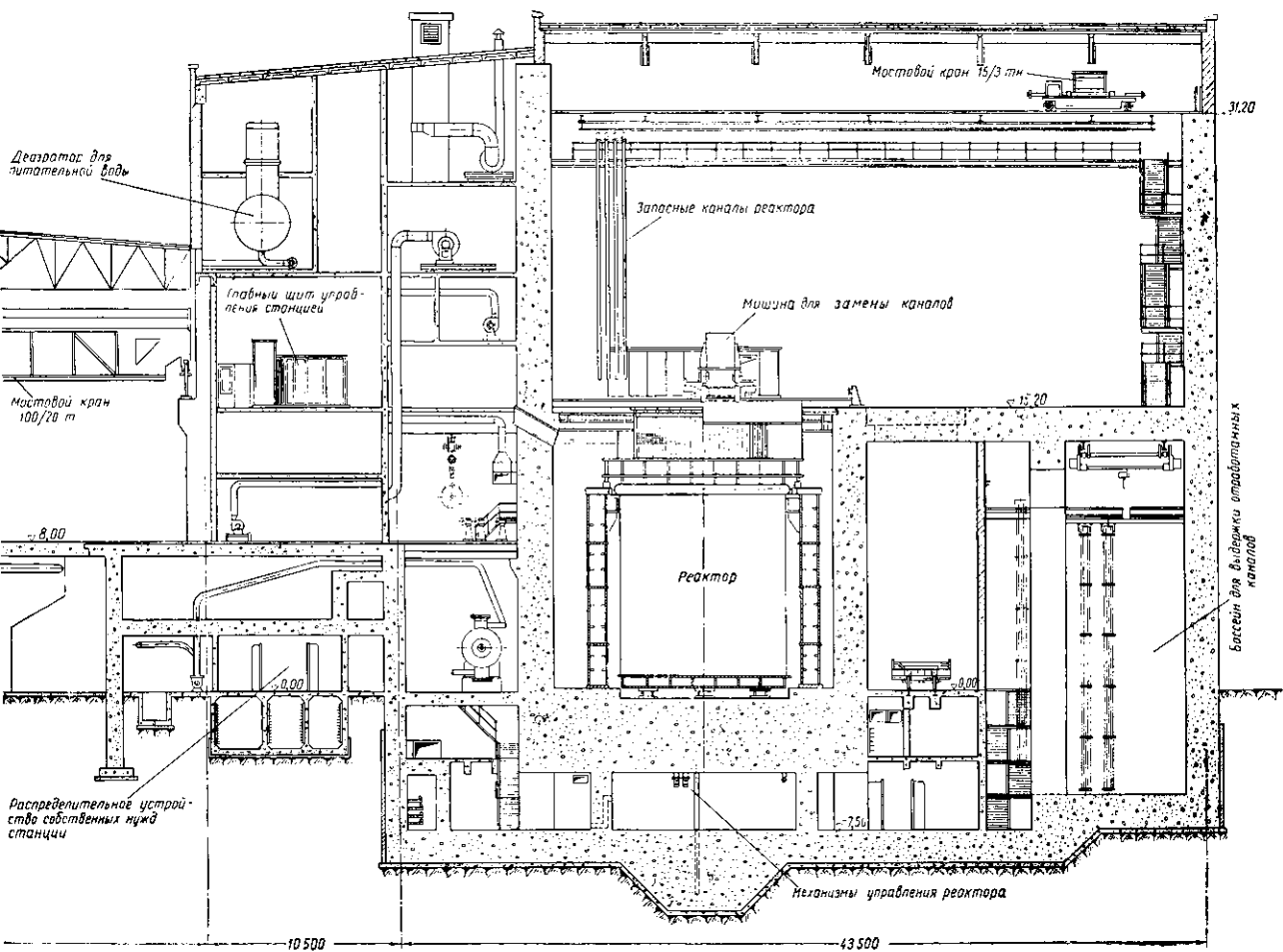
Полученный в парогенераторе вторичный пар давлением 110 *ата* направляется в пароперегревательные каналы реактора, где перегревается до температуры 510° С и с давлением 90 *ата* подводится к турбине.

Таким образом, если в реакторе первой атомной электростанции для получения перегретого пара во вторичном контуре используется циркулирующая в первичном конту-

станции с к. п. д., равным 35—38%, в то время как к. п. д. первой атомной электростанции составляет всего лишь 15—17%.

Решение о перегреве пара непосредственно в реакторе было принято после ряда расчетов и экспериментов, в результате которых было установлено, что: 1) перегретый в реакторе пар, поступающий непосредственно в турбину, обладает допустимой активностью; 2) при солесодержании перегретого пара, не превышающем 0,05 мг/кг, активность поверхности оборудования парового контура реактора и турбины за счет выпадения радиоактивных веществ во много раз ниже предельно допустимой нормы, даже если считать, что все отлагающиеся вещества будут накапливаться только в турбине; 3) концентрация радиоактивных аэрозолей в помещениях, где размещается оборудование с радиоактивными паром и водой, не превышает нормы даже в случае макси-





мально возможной утечки воды и пара из контура (1% в час от веса всей воды, находящейся в контуре) и может быть в несколько раз уменьшена вентиляцией.

Основные характеристики реактора:

Тепловая мощность	285 мвт
Электрическая мощность	100 мвт
Замедлитель и отражатель	графит
Теплоноситель	вода и пар
Количество вырабатываемого пара	405 т/час
Температура пара перед турбиной	500° С
Давление пара перед турбиной	90 атм
К.п.д. системы отвода тепла	35—38%

Реактор в основном представляет собой графитовую кладку цилиндрической формы,

пронизанную вертикальными рабочими каналами, которые содержат тепловыделяющие элементы с низкообогащенным ураном.

На рис. 4 представлен поперечный разрез главного корпуса атомной электростанции, который дает представление о взаимном размещении оборудования, электростанции и ее основных размерах.

Технико-экономические расчеты станции показали, что стоимость вырабатываемой на ней электроэнергии даже в начальной стадии сооружения станций такого типа не будет превышать стоимости электроэнергии, вырабатываемой современными мощными угольными электростанциями.

ЛИТЕРАТУРА

1. Nuclear Power 1, 8, 318 (1956).
2. Nucleonics 14, 12, R2 (1956).
3. Nucleonics 15, 6, 17 (1957).
4. Д. И. Блохинцев, Н. А. Николаев, Реакторостроение и теория реакторов (Доклады советской делегации на Международной конференции по мирному использованию атомной энергии). Изд. АН СССР, 1955, стр. 3.
5. Д. И. Блохинцев, Н. А. Доллежал, А. К. Красиц, Атомная энергия, № 1, 10 (1956).
6. А. Н. Григорьянц, Атомная энергия II, 109 (1957).