



Уран-графитовый реактор с перегревом пара высокого давления

Н. А. Доллежалъ, А. К. Красин, П. И. Алещенков, А. И. Григорьянц, Б. В. Флоринский, М. Е. Минашин, И. Я. Емельянов, Н. М. Кугушев, В. Н. Шарпов, Ю. И. Митяев, А. Н. Галанин

Введение

В соответствии с планом развития атомной энергетики в Советском Союзе сооружается атомная электростанция мощностью 400 *Мвт* с уран-графитовыми реакторами, аналогичными по конструкции реактору действующей атомной электростанции*), однако с более высокими техническими и экономическими показателями. Реакторы, работающие на слабообогащенном уране, имеют по две группы рабочих каналов. В первой группе каналов выделяющееся тепло отводится кипящей водой под давлением 150—160 *ат* и передается в парогенераторе воде второго контура. Образующийся в парогенераторе пар под давлением 100 *ат* поступает во вторую группу рабочих каналов, где перегревается до необходимой температуры и направляется непосредственно в паровую турбину. Реактор и турбогенератор мощностью 100 *Мвт* с соответствующими устройствами составляют отдельный блок электростанции. Блочность создает значительные эксплуатационные удобства и повышает надежность атомной электростанции, включенной в общую систему электроснабжения промышленного района.

Экспериментальные исследования и обоснование выбора параметров реактора

Поскольку реактор строящейся атомной электростанции в конструктивном отношении аналогичен реактору первой советской

атомной электростанции, на последнем было решено провести ряд экспериментальных исследований по изучению возможности кипения воды и перегрева пара в каналах с трубчатыми тепловыделяющими элементами.

Эксперименты по изучению режима кипения воды в трубках малого диаметра сначала проводились на стендах с электрическим нагревом. Режим кипения на стендах изучался с целью определения критических тепловых нагрузок при принудительном движении пароводяной смеси и исследования гидродинамики процесса протекания этой смеси по параллельным обогреваемым трубкам.

Критические тепловые нагрузки определялись в интервале давлений пароводяной смеси 100—200 *ат*. Весовая скорость смеси изменялась от 500 до 2000 *кг/м² сек*, а весовое паросодержание на выходе из рабочего участка — от 0 до 60%. Зависимость $q_{\text{крит}}$ от паросодержания и весовой скорости смеси при давлении 140 *ат* приведена на рис. 1.

Известно, что при движении кипящей воды через параллельный пучок обогреваемых трубок возможны пульсации расхода воды через отдельные трубки, что может привести к их пережогу. Средством борьбы с этим является искусственное увеличение сопротивления той части трубки, где вода еще не кипит, путем установки шайб на входе в трубки.

Экспериментально было установлено, что для получения устойчивого потока кипящей воды в двух параллельных вертикальных трубках при расходе 200 *кг/час* через одну трубку, давлении 80 *ат*, температуре на входе

*) Доклад о первой советской атомной электростанции был сделан проф. Д. И. Блохинцевым на Женевской конференции в 1955 г.

240° С и весовых паросодержаниях смеси на выходе до 50% достаточно установить шайбы, создающие сопротивление 0,9 ат.

В дальнейшем опыты по кипению были перенесены на реактор первой советской атомной электростанции*), для чего был оборудован экспериментальный канал. Тепло-выделяющие элементы этого канала были

2. Непрерывная работа канала в режиме кипения в течение нескольких сотен часов не нарушила целостности канала.

3. Активность конденсата пара оказалась примерно в 10 раз ниже активности воды в сепараторе, где разделяется пароводяная смесь, выходящая из канала. Поэтому можно ожидать, что при использовании эффектив-

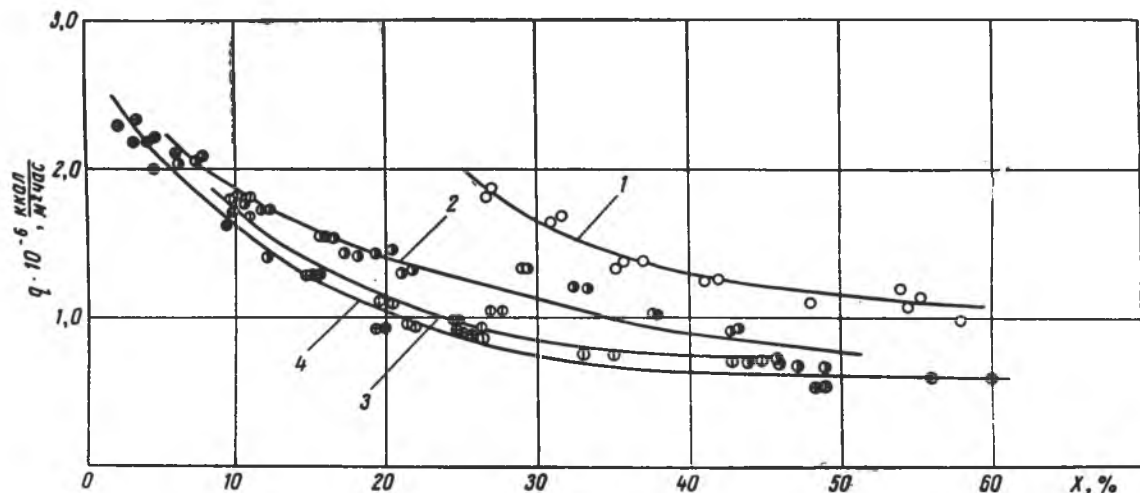


Рис. 1. Зависимость критического теплового потока q в трубах от паросодержания x и весовой скорости пароводяной смеси:

1—500 кг/м²сек; 2—1000 кг/м²сек; 3—1500 кг/м²сек; 4—2000 кг/м²сек.

снабжены термopаpами, а в трубах установлены шайбы, создающие сопротивление 6 ат при расходе воды 1 т/час. Такое сопротивление необходимо для обеспечения надежности работы канала на различных режимах, которые изучались с целью выяснения ряда важных вопросов, связанных с охлаждением рабочих каналов кипящей водой. Давление воды в канале было 70—75 ат.

Выход на режим кипения в канале производился путем постепенного увеличения теплового потока при увеличении мощности реактора. Основные результаты этих экспериментов следующие.

1. При тепловых потоках $\sim 1 \cdot 10^6$ ккал/м²час весовое паросодержание смеси на выходе из канала достигало 20%. Пульсаций расходов смеси в трубах тепловыделяющих элементов не наблюдалось.

ных сепарационных устройств активность конденсата пара не будет превышать 10^{-8} кюри/л.

Положительные результаты эксперимента с каналом, работающим в режиме кипения, позволили перейти на режим кипения 51 канал, т. е. значительную часть рабочих каналов реактора. За время работы этих каналов в режиме кипения, с конца 1956 г. по настоящее время, не наблюдалось ни одного случая развивающихся гидравлических пульсаций или изменений расходов.

Успешное завершение эксперимента по охлаждению рабочих каналов кипящей водой позволило приступить ко второму этапу исследований: к изучению вопроса о перегреве пара непосредственно в реакторе, основная трудность которого заключается в обеспечении надежного охлаждения пароперегревательных каналов в переходном режиме работы реактора при переходе с водяного охлаждения на охлаждение паром. Поэтому исследования по перегреву пара в реакто-

*) Доклад об опыте эксплуатации атомной электростанции в кипящем режиме представлен советской делегацией на вторую Международную конференцию по мирному использованию атомной энергии.

ре были направлены на решение этой задачи.

Изучение выхода на режим перегрева пара было решено производить путем постепенного замещения воды паром в экспериментальном пароперегревательном канале по мере увеличения мощности реактора. Такой способ выхода на режим перегрева не требует постороннего источника тепла и не связан с манипуляциями вентилями и оборудованием. Однако, прежде чем эти исследования могли быть проведены на экспериментальном канале реактора, необходимо было провести предварительные исследования на стендах, так как в переходный период можно было опасаться следующих нежелательных явлений:

а) возникновения и развития пульсаций расхода пароводяной смеси в трубках пароперегревательного канала;

б) временного ухудшения теплоотвода в момент замены пароводяной смеси сухим насыщенным паром, так как скорость движения пара будет ограничиваться сопротивлением и инерцией пароводяной смеси до того момента, когда смесь покинет трубку;

в) «зависания» смеси в одной из трубок ввиду неравномерного распределения смеси по трубкам канала при выходе на паровой режим.

В результате исследований на стендах были установлены следующие особенности переходного режима:

1. При закипании воды и достижении паросодержания в ней 15—20% (по весу) действительно происходят пульсации расхода смеси. Однако с момента поступления из сепаратора пароводяной смеси пульсации прекращаются и при дальнейшем увеличении паровой фазы не возникают. Устранение пульсаций в момент закипания воды может быть получено увеличением ее первоначального расхода через трубки или установкой шайб с небольшим сопротивлением.

2. В период образования уровня воды в сепараторе температура наружной поверхности обогреваемых трубок резко колебалась, однако с наступлением стабильного режима колебания прекращались. Причиной колебания температур может быть скачкообразный переход от питания канала пароводяной смесью к питанию его насыщенным паром, а также заброс в коммуникации перегрева-

тельного канала пароводяной эмульсии из сепаратора.

Колебания температур устранялись увеличением первоначального расхода воды через трубки.

3. Предположение о возможности «зависания» пароводяной смеси в одной из трубок в условиях проведения экспериментов не подтвердилось.

Успешное завершение опытов на стендах позволило приступить к проверке перегрева пара в рабочем канале экспериментальной петли, специально сооруженной в помещении атомной электростанции.

На входе в трубку каждого тепловыделяющего элемента канала были установлены шайбы, создающие при расходе воды через канал 1000 кг/час сопротивление 1 ат. Температура тепловыделяющих элементов контролировалась с помощью термопар, укрепленных на противоосколочном покрытии каждого элемента. Было произведено более 50 выходов на режим перегрева пара в рабочем канале. При этом не наблюдалось нарушений устойчивости гидравлического потока в трубках канала. Скачки температуры тепловыделяющих элементов отсутствовали.

Пароперегревательный канал работал с перегревом пара в течение 1000 час при следующих параметрах:

Давление в сепараторе	90 ат
Температура пара на входе в канал	300° C
Температура пара на выходе из канала	370° C
Максимальная температура тепловыделяющих элементов	450° C
Расход пара через канал	550—600 кг/час

Во время работы канала происходили неоднократные остановки реактора и в экспериментальном канале происходил процесс, противоположный пусковому, — пар постепенно замещался водой.

Таким образом, эксперименты по кипению и перегреву пара в действующем реакторе разрешили ряд важных проблем и подтвердили основные принципы, заложенные в проекте мощного реактора, в каналах которого водяной теплоноситель испаряется и перегревается.

Перегрев пара в реакторе требует создания тепловыделяющих элементов, надежно работающих при высоких температурах в течение продолжительного времени. Поэто-

му одновременно с опытами по перегреву пара в каналах с тепловыделяющими элементами, используемыми на первой атомной электростанции, разрабатывались новые конструкции элементов. Многочисленными экспериментами, проведенными в автоклавах с различными образцами, была доказана возможность изготовления тепловыделяющих элементов, выдерживающих температуру 600°C . Испытания в течение нескольких тысяч часов не привели к нарушениям стальных покрытий элементов и контакта между тепловыделяющим слоем и стальными трубками. Рабочие каналы с тепловыделяющими элементами нового типа проходят в настоящее время испытания.

Важным вопросом при проектировании реактора с перегревом пара является радиологическая активность пара на выходе из реактора и выяснение возможности подачи пара, прошедшего через реактор, непосредственно в турбины. По экспериментальным данным, кислородная активность перегретого пара на выходе из реактора невелика и составляет $6,8 \cdot 10^{-4}$ кюри/кг. Активность, обусловленная накоплением долгоживущих радиоактивных изотопов натрия, кальция, марганца и др., при солесодержании перегретого пара $0,1$ мг/кг еще меньше и составляет $3 \cdot 10^{-8}$ кюри/кг. Поэтому, поскольку время прохождения пара от реактора до турбины меньше периода полураспада изотопа N^{16} , активность пара в турбине в основном будет определяться кислородной активностью. Если считать, что все радиоактивные примеси отлагаются на стенках турбины, то и тогда активность ее поверхности не будет превышать допустимых норм облучения персонала. Благодаря незначительной активности перегретого пара и содержащихся в нем радиоактивных примесей создание биологической защиты от излучений трубопроводов, турбины, конденсатора и другого оборудования не вызывает больших затруднений. Выпадение же осколочной активности в контуре и в турбине при аварии тепловыделяющего элемента исключается его трубчатой конструкцией.

Перевод части рабочих каналов реактора действующей атомной электростанции на режим кипения, а также установление возможности перегрева пара в рабочих каналах реактора и изучение активности пара были только частью работ, предусмотренных обширной

программой исследований. Этой программой перед конструкторами и экспериментаторами была поставлена задача исследовать возможности увеличения коэффициента полезного действия электростанции в целом и повышения экономичности реакторной установки. В частности необходимо было выяснить возможность использования в мощной атомной электростанции для работы в блоке с ядерными реакторами серийных турбогенераторов, выпускаемых в СССР, что требует обеспечения параметров пара, значительно превышающих параметры пара первой советской атомной электростанции.

Было рассмотрено несколько возможных схем атомной электростанции с уран-графитовым реактором, в одной части каналов которого теплоотвод производится кипящей водой, а в остальных каналах — перегретым паром. При этом учитывались также перспективы сооружения их в настоящее время. На рис. 2 приводятся некоторые из рассмотренных схем.

а. В контур первичного теплоносителя включается сепаратор пара, парогенератор (состоящий из пароперегревателя, испарителя и подогревателя) и два циркуляционных насоса. Первичным теплоносителем является вода и перегретый пар сверхвысокого давления. Образующийся во втором контуре пар промежуточного или высокого давления используется для питания серийных турбогенераторов.

б. Реактор работает в блоке с турбогенератором, паровая турбина которого не требует промежуточного перегрева пара.

в. Реактор работает в блоке с турбогенератором, паровая турбина которого требует промежуточного перегрева пара. Особенностью реактора является наличие в нем трех групп рабочих каналов: для получения пара, для его перегрева и для подогрева до температуры, необходимой для нормальной работы турбогенератора.

г. В рабочих каналах реактора производится полное испарение воды и перегрев полученного пара до требуемой температуры. Реактор в этом случае работает в блоке с турбиной, не требующей промежуточного перегрева пара.

д. Реактор работает в блоке с турбиной, имеющей один или два промежуточных перегрева пара.

е. В первой группе рабочих каналов вода, циркулирующая в замкнутом контуре, состоящем из реактора, сепаратора пара, подогревателя парогенератора и циркуляционного насоса, подогревается до температуры насыщения и частично испаряется. Пар, отделенный от воды в сепараторе, отводится к испарителю парогенератора, где конденсируется. Конденсат из испарителя перед входом в подогреватель смешивается с водой,

стиками как по производительности, так и по напору должны питать общий коллектор перед рабочими каналами первой группы. В этом отношении схема *a* значительно сложнее схемы *e* и ее осуществление связано с большими затратами. Поэтому схема *e* предпочтительнее. То обстоятельство, что использование схемы *e* связано с активацией перегреваемого в каналах пара, не усложняет эксплуатацию турбогенератора.

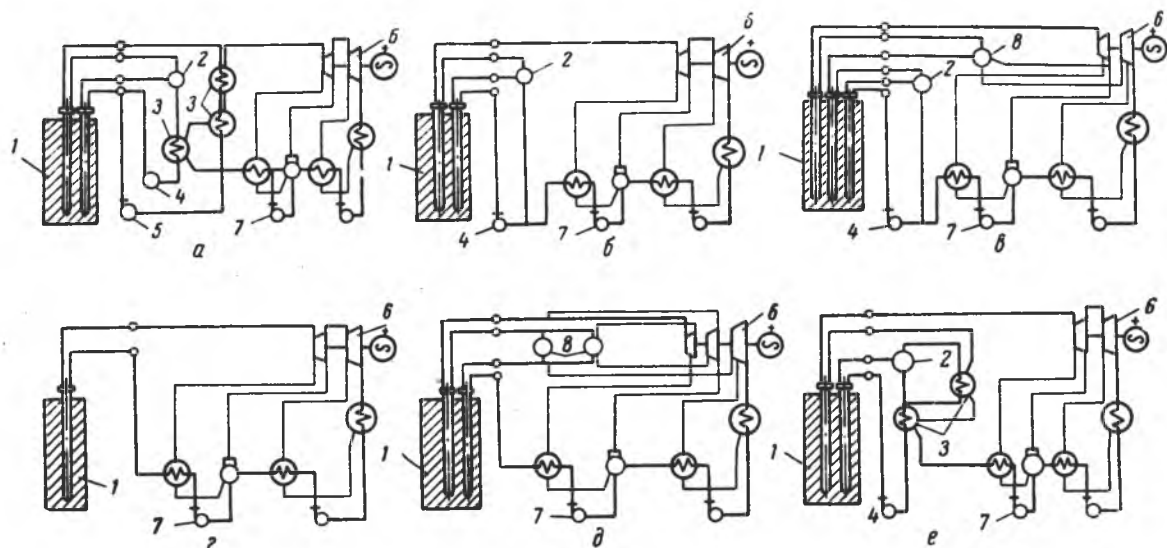


Рис. 2. Возможные схемы электростанций с реакторами для перегрева пара:

1 — реактор; 2 — сепаратор пара; 3 — парогенератор; 4 — главный циркуляционный насос; 5 — циркуляционный насос; 6 — турбогенератор; 7 — питательный насос; 8 — промежуточный пароперегреватель.

поступающей из сепаратора. Охлажденная вода после подогревателя поступает к циркуляционным насосам. Полученный в парогенераторе вторичный пар подается на перегрев во вторую группу рабочих каналов, а затем направляется в турбину.

Схемы *б*, *в*, *г* и *д* из-за неясностей работы в водном режиме (коррозия поверхностей, омываемых теплоносителем, подсосы охлаждающей воды в конденсаторах турбин, солеотложения на трубках тепловыделяющих элементов и т. п.) в настоящее время не могут быть рекомендованы.

Схема *а* с перегревом вторичного пара первичным требует создания в первом контуре значительных давлений и больших температур, причем поверхность пароперегревателя должна составлять примерно 50% от всей поверхности парогенератора. Циркуляционные насосы с различными характери-

Продукты коррозии поверхностей, омываемых вторичным теплоносителем, и соли, вносимые в питательную воду с подсосами охлаждающей воды в конденсаторах турбин, будут задерживаться в испарителе парогенератора и удаляться из него при продувке. Кроме того, современные сепарационные устройства обеспечивают получение пара такого качества, при котором отложения солей в турбинах почти отсутствуют.

Промежуточный перегрев пара хотя и повышает экономичность установки, однако вносит некоторые сложности в схему установки, в частности, как указывалось выше, требует применения в реакторе трех групп рабочих каналов.

Из сказанного следует, что схема, изображенная на рис. 2, *е*, является наилучшей и поэтому была принята для сооружаемой атомной электростанции.

Турбогенератор ВК-100, выбранный для станции, работает на паре давлением 90 ат с температурой от 480 до 535° С без промежуточного перегрева. Он надежен в работе и обеспечивает получение коэффициента полезного действия блока, равного 35—37%. Поэтому тепловая мощность реактора составляет 285 Мвт.

Физические характеристики реактора

При принятом в проекте максимальном тепловом потоке $q=0,5 \cdot 10^6$ ккал/м²час реактор указанной тепловой мощности имеет размеры, при которых потери нейтронов за счет утечки через поверхность реактора невелики. Это дает возможность улучшить баланс нейтронов в реакторе и применить уран с низким обогащением. Другой мерой снижения обогащения является выбор оптимального шага решетки.

Поскольку материалы деталей тепловыделяющих элементов сильно поглощают тепловые нейтроны, для уменьшения доли вредного их захвата потребовалось увеличить содержание урана в тепловыделяющих элементах. Так, если в 1 м длины тепловыделяющего элемента реактора первой атомной электростанции содержится 0,63 кг урана, то в новом реакторе—2,6 кг. В то же время кольцевой тепловыделяющий слой остается достаточно тонким, и даже при низкой теплопроводности тепловыделяющего слоя перепад температуры в нем невелик.

Тесное расположение тепловыделяющих элементов вокруг центральной трубки рабочего канала позволяет увеличить коэффициент размножения на быстрых нейтронах и уменьшить резонансное поглощение нейтронов в U^{238} за счет взаимной экранировки урановых элементов.

Для уменьшения резонансного захвата шаг решетки по сравнению с реактором первой атомной электростанции был увеличен до 200 мм.

Все это позволило ограничиться применением урана с обогащением 1,3%. Полная загрузка урана в реакторе составляет 90 т при продолжительности кампании 730—750 суток. Среднее по реактору выгорание U^{235} составит 2,7 кг/т при средней выработке тепловой энергии 2300 Мвт·дн/т.

Расчет реактора производился согласно диффузионной теории в двухгрупповом при-

ближении. Применение этой теории оправдано большими размерами реактора и тем, что количество воды, вызывающей невозраст-ной характер замедления нейтронов в ячейке, мало по сравнению с графитом.

В результате физических расчетов были определены следующие характеристики реактора:

Тепловая мощность	285 Мвт
Электрическая мощность	100 Мвт
Средняя кампания	730 сут.
Загрузка урана	90 т
Обогащение урана в начале кампании	1,3%
Обогащение урана в конце кампании	1,03%
Коэффициент воспроизводства в начале кампании	0,65
Коэффициент воспроизводства в конце кампании	0,55
Количество сгоревшего за кампанию U^{235}	243/198 *) кг
Количество сгоревшего за кампанию Pu^{239}	55/34 *) кг
Количество Pu^{239} и Pu^{241} в конце кампании	132 кг

На рис. 3 приведен баланс нейтронов в активной зоне критического реактора в начале кампании (температура среды равна 20° С).

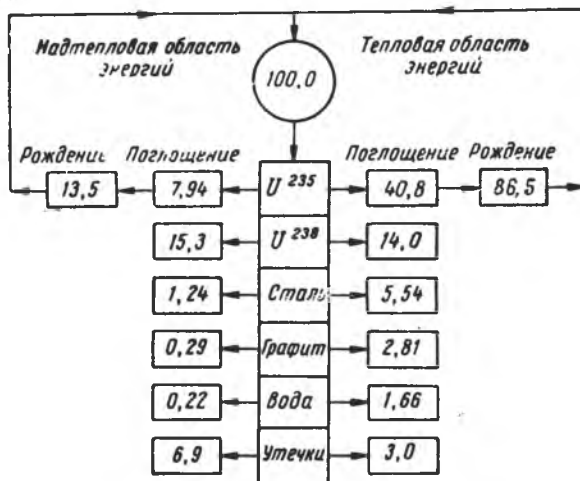


Рис. 3. Баланс нейтронов в критическом реакторе.

Основную трудность физического расчета составляет вычисление физических параметров активной зоны реактора, в первую оче-

*) В знаменателе указаны количества разделившихся изотопов.

редь вероятности избежать резонансного захвата на ядрах U^{238} ввиду довольно сложной конфигурации рабочего канала. На основе экспериментальных данных для сплошных урановых блоков была получена расчетная формула для определения резонансного захвата нейтронов в кольцевых урановых элементах, изнутри охлаждаемых водой, а снаружи окруженных графитом:

$$-\ln \varphi = 6 \frac{5,4 \sqrt{D-d} [0,75DF_1(\alpha, \beta) + dF_2(\alpha, \beta)] \sqrt{\varepsilon + 2,66(D^2 - d^2)\varepsilon}}{V_c + 22,8(V_1)_{H_2O}},$$

где D и d — соответственно наружный и внутренний диаметры тепловыделяющего слоя; ε — коэффициент заполнения тепловыделяющего элемента изотопом U^{238} ; $V_c, (V_1)_{H_2O}$ — соответственно объем графита и воды (помноженный на плотность) в ячейке; F_1 и F_2 — коэффициенты, определяемые величиной потока резонансных нейтронов, падающих соответственно на внешнюю и внутреннюю поверхности тепловыделяющего слоя, $\alpha = (\sum_i d_i)_{H_2O}$, $\beta = (\frac{d}{D})_U$.

В формуле учитывалась взаимная экранировка тепловыделяющих элементов, приводящая к уменьшению резонансного поглощения.

Расчетные значения коэффициента φ для решетки проектируемого реактора были проверены на физической сборке урановых элементов. Экспериментальное определение величины резонансного поглощения основывалось на измерении кадмиевого отношения (R_{Cd}), для активации U^{238} , заключенного в кольцевом блоке изучаемой геометрии. Измерения проводились для двух случаев: при заполненных водой урановых элементах и без воды. Приводятся расчетные и экспериментальные значения коэффициента φ для этих случаев.

	R_{Cd}	Расчет	Эксперимент
Элементы с водой . . .	1,97	0,833	$0,84 \pm 0,01$
Элементы без воды . .	1,81	0,805	$0,81 \pm 0,01$

Как видно, расчетные и экспериментальные значения коэффициента φ находятся в удовлетворительном согласии между собой.

Особенностью работы уран-графитовых реакторов с водяным охлаждением является возможность изменения реактивности при

изменении содержания воды в реакторе. Замещение кипящей воды в рабочих каналах паром и наоборот приводит к резкому изменению средней плотности теплоносителя в реакторе. Другой причиной изменения содержания воды в реакторе может стать разрыв трубки тепловыделяющего элемента, в результате чего возможно заполнение графитовой кладки водой.

При проектировании реактора эта особенность рассматривалась, причем оказалось, что выбранная решетка активной зоны ре-

актора в отношении изменения реактивности оказалась мало чувствительной к изменению содержания воды в реакторе. Это объясняется тем, что хотя увеличение количества воды в активной зоне реактора вызывает уменьшение резонансного захвата, увеличивается также и вредное поглощение нейтронов; оба же эти процесса компенсируют друг друга.

Для решетки реактора экспериментально изучалось распределение плотности тепловых нейтронов по ячейке рабочего канала. Результаты подтвердили возможность применения элементарной теории диффузии к нахождению распределения нейтронов.

На рис. 4 представлены расчетные и экспериментальные кривые хода плотности тепловых нейтронов по ячейке рабочего канала.

Ниже приведены величины запасов реактивности ($\Delta k_{эфф}$), рассчитанные по параметрам решетки и эффективным сечениям поглощения элементов.

Температурный эффект	0,040
Отравление	0,015
Выгорание и зашлаковывание	0,025
Полный запас	0,080

Относительно большой отрицательный температурный эффект реактивности объясняется в основном увеличением резонансного поглощения нейтронов в U^{238} при нагреве урана до высокой температуры (доплер-эффект). Как видно, величина запаса реактивности на выгорание и зашлаковывание, определяющая работу реактора в течение двух лет, невелика. Это объясняется существенным влиянием образующихся в реакторе изотопов плутония Pu^{239} и Pu^{241} , способствующих увеличению кампании. Накопление же изотопа Pu^{240} за счет большого резонансного интеграла поглощения нейтронов

ведет к снижению реактивности и, следовательно, к уменьшению кампании.

T — температура нейтронного газа в реакторе в °К.

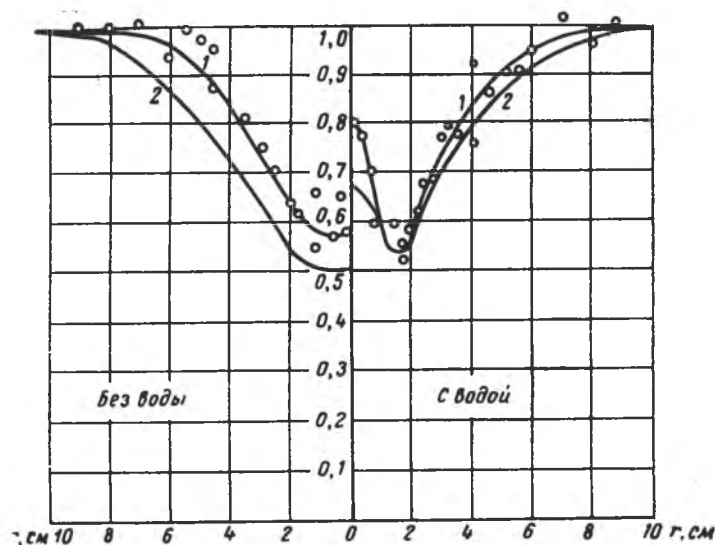


Рис. 4. Распределение плотности тепловых нейтронов по ячейке рабочего канала:

1—экспериментальная кривая; 2—расчетная кривая.

Правильный учет всех этих явлений зависит от точности знания эффективных сечений изотопов плутония, которые в свою очередь зависят от спектра нейтронов реактора и степени выгорания горючего. Ввиду трудности экспериментального определения этих сечений и отсутствия опытных данных по глубокому выгоранию горючего в реакторах на слабообогащенном уране была использована следующая методика расчета. Принималось, что спектр тепловых нейтронов в реакторе описывается распределением Максвелла

$$N(E) dE = \frac{r\pi N_0}{(\pi E_0)^{3/2}} \cdot e^{-\frac{E}{E_0}} \cdot E^{1/2} \cdot dE.$$

Взаимодействие тепловых нейтронов с веществом характеризуется усредненными по этому спектру сечениями:

$$\sigma(\alpha, KT) = \frac{\int_0^\alpha \alpha' e^{-\alpha'} \sigma(\alpha', E_0) d\alpha'}{\int_0^\alpha \alpha' e^{-\alpha'} d\alpha'},$$

где

$$\alpha' = \frac{E}{E_0}, \quad E_0 = 8,61 \cdot 10^{-5} T^\circ \text{K},$$

Параметр α находился из условия равенства потоков тепловых и замедляющихся нейтронов при некоторой граничной энергии E_{gr} . Если распределение замедляющихся нейтронов выше энергии E_{gr} описывается распределением Ферми:

$$nV(E) dE = \frac{q(E)}{\xi \Sigma_s} \cdot \frac{dE}{E},$$

то параметр α может быть найден из равенства:

$$\frac{1}{\lambda_{ст} \xi \Sigma_s(dE_0)} = \frac{\alpha^2 e^{-\alpha}}{1 - (1 + \alpha) e^{-\alpha}}.$$

На рис. 5 представлены усредненные по спектру Максвелла кривые сечений захвата и деления ядер U^{235} и Pu^{239} в зависимости от температуры нейтронного газа. Параметр α для решетки реактора равен 6.

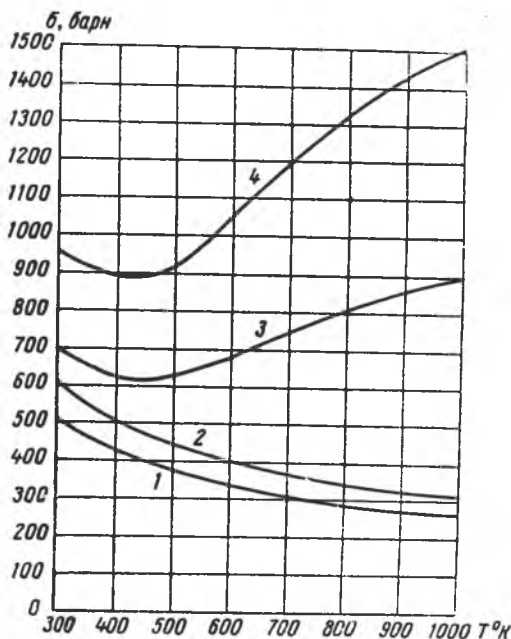


Рис. 5. Зависимость тепловых сечений (усредненных по спектру Максвелла) от температуры нейтронного газа:

1—сечение деления U^{235} ; 2—сечение поглощения U^{235} ; 3—сечение деления Pu^{239} ; 4—сечение поглощения Pu^{239} .

Поглощение и рождение нейтронов в надтепловой области энергий учитывалось дополнительным множителем в коэффициенте размножения:

$$\mu_{пр} = \frac{\int_{E_0}^{\infty} \frac{\Sigma_c}{\xi \Sigma_s} \frac{dE}{E}}{1 - \mu V_f \int_{E_0}^{\infty} \frac{\Sigma_f}{\xi \Sigma_s} \varphi e^{-\int_E^{\infty} \frac{\Sigma_c}{\xi \Sigma_s} \frac{dE}{E}} dE}.$$

Как видно из рис. 3, доля поглощенных и родившихся нейтронов в надтепловой области энергий в начале кампании невелика. Однако по мере накопления Pu^{240} и осколков деления реактивность реактора падает.

Долю нейтронов, рожденных в надтепловой области энергии, можно определить экспериментальным путем, используя выражение:

$$\left(\frac{R}{R+T} \right)_f = \mu V_f \int_{E_0}^{\infty} \frac{\Sigma_f}{\xi \Sigma_s} \varphi e^{-\int_E^{\infty} \frac{\Sigma_c}{\xi \Sigma_s} \frac{dE}{E}} dE = \frac{1}{R_{cd}}.$$

Ниже приводятся экспериментальные и расчетные значения величины $\frac{1}{R_{cd}}$ для решетки реактора без воды и с водой.

	Расчет	Эксперимент
Элементы с водой	0,135	$0,127 \pm 0,005$
Элементы без воды	0,177	$0,152 \pm 0,005$

Для теплового расчета реактора важное значение имеет характер распределения плотности тепловых нейтронов по высоте и радиусу активной зоны. Степень отклонения максимального значения плотности нейтронов от среднего характеризуется коэффициентом неравномерности. В большом реакторе коэффициент неравномерности по радиусу может быть уменьшен путем более частого размещения компенсирующих стержней в центральной части активной зоны. Как показали расчеты, в этом случае коэффициент неравномерности равен 1,4. Распределение плотности тепловых нейтронов по радиусу реактора представлено на рис. 6, а по высоте реактора для начала и конца кампании на рис. 7.

В соответствии с неравномерностью распределения тепловых нейтронов выгорание горючего по объему активной зоны происходит неравномерно. Это, с одной стороны, умень-

шает примерно на 10% кампанию реактора по сравнению с равномерным выгоранием, с другой стороны, приводит к выравниванию распределения нейтронов, а следовательно, и энерговыделения.

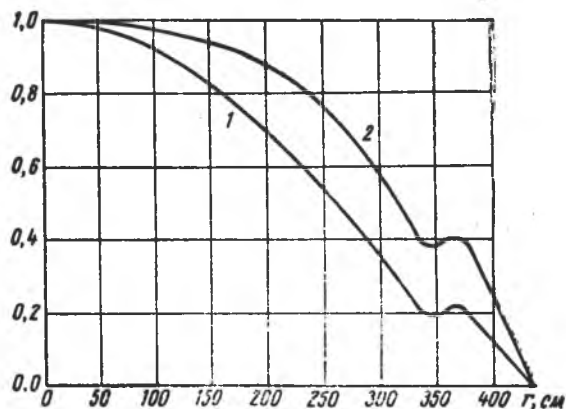


Рис. 6. Распределение плотности тепловых нейтронов по радиусу реактора:

1—кривая, вычисленная в предположении, что вещество поглощающих стержней равномерно распределено по активной зоне реактора; 2—кривая, вычисленная в предположении, что вещество поглощающих стержней расположено более плотно в центральной части реактора.

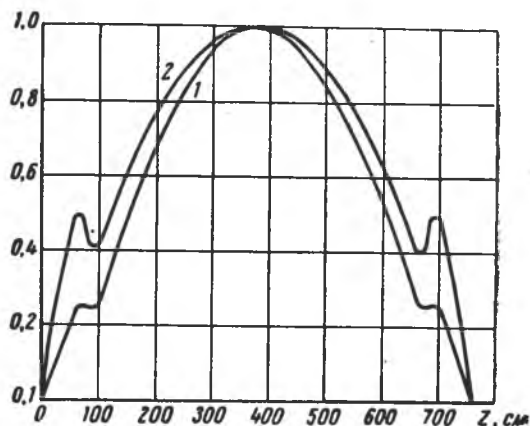


Рис. 7. Распределение плотности тепловых нейтронов по высоте реактора:

1—кривая для начала кампании, вычисленная в предположении, что вещество поглощающих стержней равномерно распределено по активной зоне реактора; 2—кривая для конца кампании, вычисленная в предположении неравномерного выгорания U^{235} по высоте реактора.

Проверка и уточнение физических расчетов реактора производилась на специально сооруженной для этой цели критической сборке, максимальная мощность которой не превышала 1 кВт.

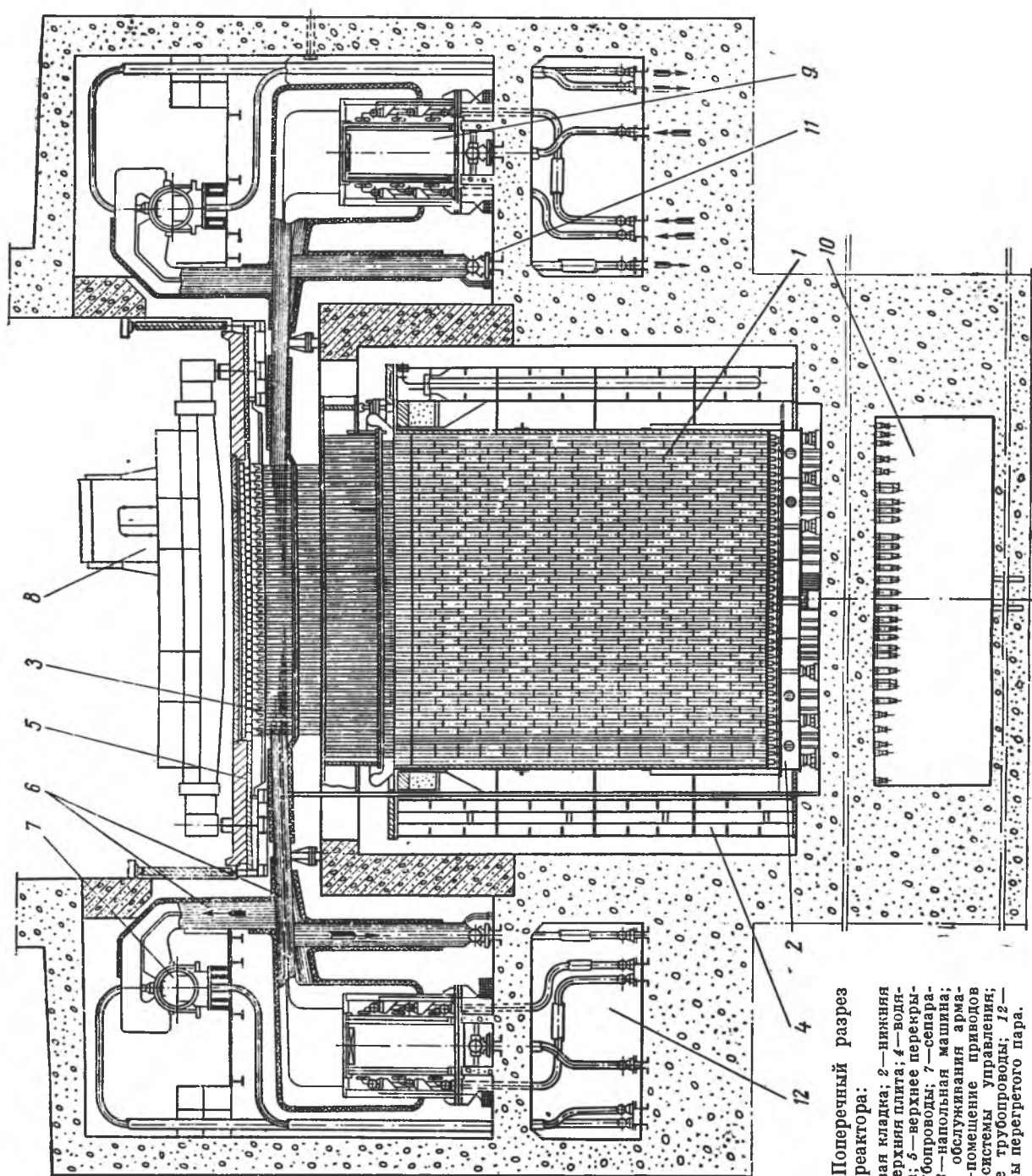


Рис. 8. Поперечный разрез реактора:

1—графитовая кладка; 2—нижняя плита; 3—верхняя плита; 4—вольфрамовая защита; 5—верхнее переносное; 6—трубопроводы; 7—сенаратор пара; 8—наполняющая машина; 9—коридор обслуживания арматуры; 10—помещение приводов стержней системы управления; 11—главные трубопроводы; 12—коллекторы перегретого пара.

Сборка представляла собой цилиндрическую кладку (высотой 2,2 м, диаметром 4 м) из графитовых блоков. В кладку с шагом квадратной решетки 200×200 мм вставлялись экспериментальные каналы. Каждый канал состоял из центральной трубки и тесно окружающих ее шести кольцевых урановых элементов, по конструкции и обогащению имитировавших рабочие каналы проектируемого реактора. Каналы в кладке образовывали центральную часть активной зоны высотой 1 м и диаметром 1,5 м. Было изготовлено 44 таких канала, содержащих 680 кг урана с обогащением 1,2%. Для достижения критичности в периферийную часть активной зоны помещались урановые блоки с обогащением 2%.

На критической сборке изучалось резонансное поглощение в U^{238} , распределение плотности тепловых нейтронов по ячейке рабочего канала, доля делений в надтепловой области энергии, эффективность стержней из бористой стали и карбида бора, а также их влияние на тепловыделение в каналах. Измерения проводились как при заполненных водой трубках каналов, так и без воды. Экспериментами было подтверждено, что наличие воды в трубках рабочего канала не влияет на критическую массу реактора. Для выяснения влияния периферийной зоны на результаты измерений в центральном канале число каналов центральной зоны менялось (44, 21, 13). Критичность всей системы в целом достигалась изменением числа блоков периферийной зоны.

Конструкция реактора

Представление о конструкции сооружаемого реактора дает рис. 8. Графитовая кладка реактора цилиндрической формы сложена из отдельных блоков, величина зазора между которыми специально выбирается. Центральная часть кладки пронизана вертикальными рабочими каналами, представляющими собой длинные графитовые цилиндры, внутри которых находятся тонкостенные стальные трубки с тепловыделяющими элементами. По трубкам протекает вода, пароводяная смесь или пар. Активная зона реактора диаметром 7,2 м и высотой 6 м окружена графитовым отражателем толщиной 0,8 м. Над верхним отражателем располагается дополнительный слой графита тол-

щиной 1 м и слой чугуна толщиной $\sim 0,5$ м, образующие основную часть верхней биологической защиты реактора. Под нижним отражателем располагается слой графита толщиной 0,6 м, выполняющий роль нижней защиты от нейтронов.

Графитовая кладка реактора (диаметр 9,6 м, высота 9 м) заключена в герметичный цилиндрический кожух из углеродистой стали, заполняемый азотом во избежание выгорания графита. Внешние графитовые блоки кладки пронизаны стальными стойками, имеющими в нескольких местах по высоте горизонтальные связи. Вся кладка покоится на нижней плите, установленной на опорах, заделанных в бетонное основание. Внутренняя полость плиты заполняется водой. Для отвода тепла внутри плиты проложены змеевики из труб, по которым циркулирует охлаждающая вода.

Сверху кладка перекрыта плитой, несущей на себе стойки с отверстиями для прохода рабочих и других каналов. Между стойками располагаются трубопроводы, по которым подводится теплоноситель к рабочим каналам и отводится охлаждающая вода от каналов стержней управления реактором. Там же размещены трубки системы контроля за целостностью рабочих каналов и противоскольных покрытий тепловыделяющих элементов. Плита покоится на опорах, установленных на резервуаре боковой водяной защиты. С кожухом кладки плита соединяется посредством компенсатора, воспринимающего как вертикальные удлинения кожуха, так и горизонтальные удлинения плиты, возникающие при их нагреве.

Общее количество каналов в реакторе 1134, из них рабочих—998, для стержней автоматического регулирования—6, для компенсирующих стержней—78, для стержней быстрого прекращения реакции—16, для ионизационных камер и счетчиков—36. Часть рабочих каналов (730) охлаждается кипящей водой, имеющей на выходе из каналов весовое содержание пара до 33%, другая часть (268)—паром, перегреваемым до необходимой температуры. Схема расположения каналов представлена на рис. 9.

Каналы для размещения пусковой аппаратуры располагаются в отражателе реактора, а каналы для ионизационных камер вынесены за кожух кладки и располагаются в монтажном пространстве между кожухом

кладки и резервуаром боковой водяной защиты.

Каналы для стержней автоматического регулирования размещаются в общей сетке

а вторых — с помощью винта. Конструкция приводов показана на рис. 10.

Все стержни системы управления имеют водяное охлаждение. Вода на охлаждение

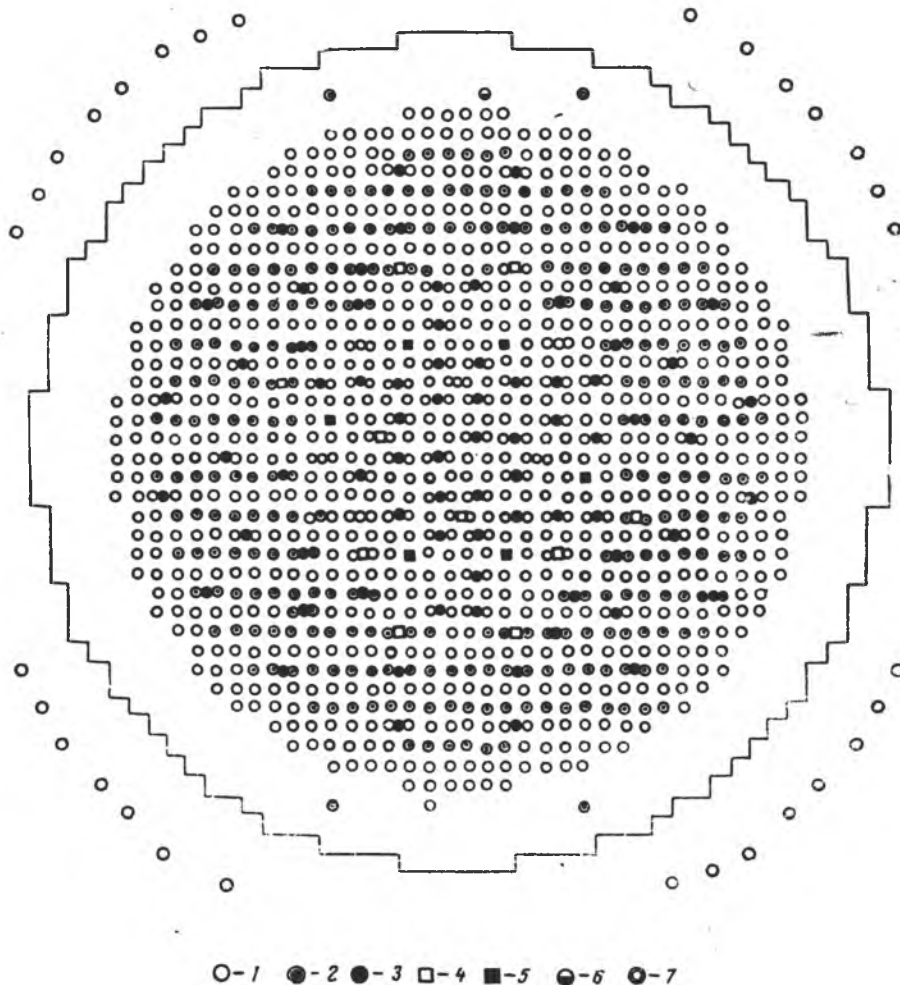


Рис. 9. Схема расположения каналов:

1—каналы рабочие пароводяные — 730 шт.; 2—каналы рабочие пароперегревательные — 268 шт.; 3—каналы компенсационных стержней — 78 шт.; 4—каналы стержней прекращения реакции — 16 шт.; 5—каналы стержней автоматического регулирования — 6 шт.; 6—каналы счетных камер — 2 шт.; 7—каналы пусковых камер — 4 шт.; каналы ионизационных камер — 30 шт. — расположены за кожухом кладки.

с рабочими каналами, каналы для других стержней системы управления размещаются вне сетки, между рабочими каналами.

Стержни автоматического регулирования и компенсирующие стержни имеют индивидуальные приводы, расположенные под реактором в специальном помещении. Движение первых осуществляется с помощью рейки,

стержней для быстрого прекращения реакции подводится сверху и отводится снизу канала. Подъем этих стержней перед пуском реактора производится водой, которая в этом случае подается в канал снизу. Вода для охлаждения прочих стержней подводится снизу, а отводится сверху.

Каналы стержней системы управления

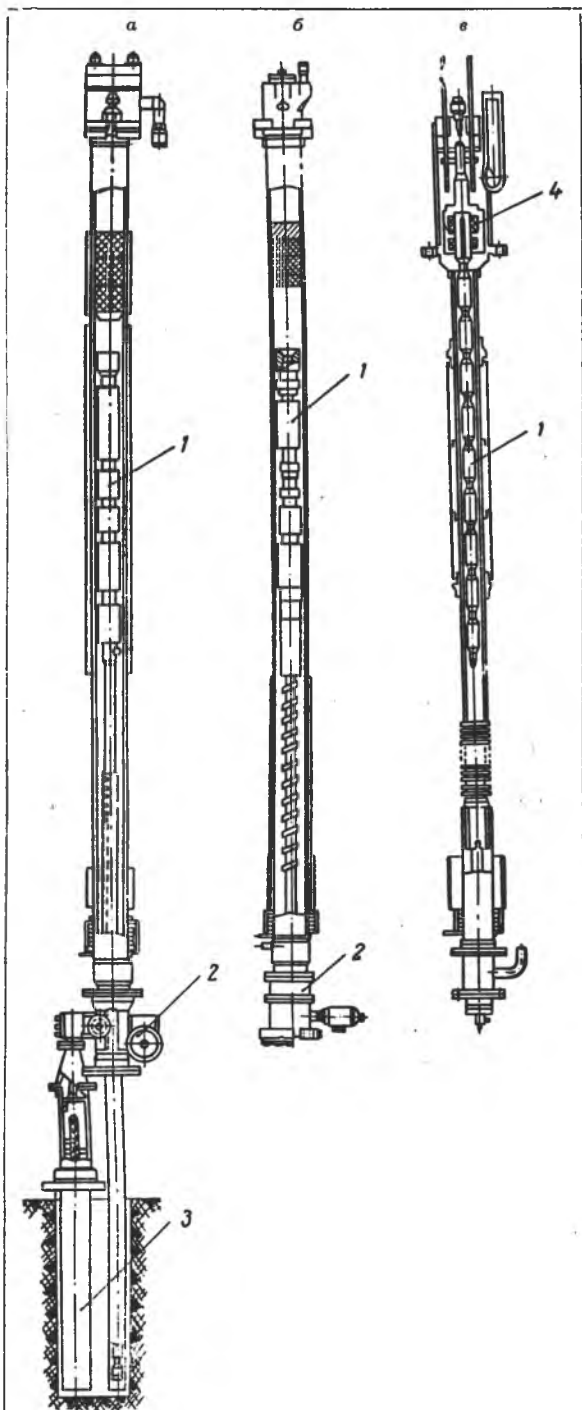


Рис. 10. Стержни и механизмы системы управления:

а—автоматического регулирования; б—компенсации выгорания; в—прекращения реакции. 1—стержень; 2—привод; 3—противовес; 4—электромагнит.

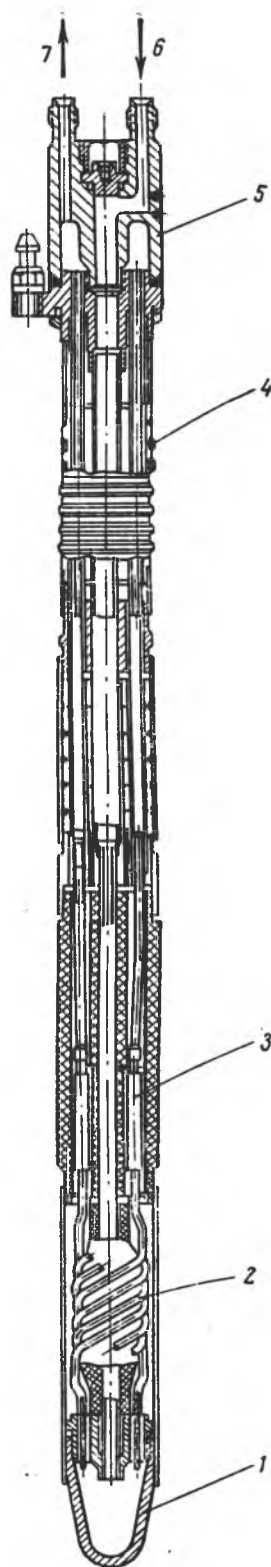
проходят через нижнюю плиту и бетонную защиту под реактором в специальных стойках, привариваемых к нижней плите. Для предотвращения попадания газа из кладки реактора и пространства под нижней плитой в помещение, где располагаются приводы стержней, на нижнем конце канала и стойке, через которую проходит канал, имеется несколько уплотняющих сильфонов.

Графитовая кладка реактора окружается водяной боковой защитой, представляющей собой двухстенный резервуар, разделенный на изолированные отсеки. Толщина слоя воды 1 м. Вода в защите охлаждается с помощью змеевиков, через которые циркулирует вода.

Бетонная защита реактора с двух противоположных сторон имеет уменьшенную высоту, равную высоте водяной защиты (см. рис. 8). В этих местах проходят трубопроводы для подвода и отвода теплоносителя к рабочим каналам. По этим же сторонам реактора располагаются групповые распределительные коллекторы для воды и насыщенного пара и коллекторы перегретого пара с установленными на них регулируемыми и автоматически действующими запорными устройствами, расходомерами на входе теплоносителя во все рабочие каналы и термодарами, смонтированными в гильзах, устанавливаемых в паропроводах на выходе из каналов. Показаниями этих термодаров пользуются для регулирования расхода воды в каналах в период, пока вода недогрета до кипения.

Распределение теплоносителя по рабочим каналам производится двояко. Во-первых, все каналы, имеющие примерно равное тепловыделение, объединяются общим распределительным коллектором с дроссельной шайбой на входе, выравнивающей потерю напора в тракте этих каналов до потери напора в тракте каналов с максимальным тепловыделением. Во-вторых, все каналы в группе имеют регулировочные вентили для более точной регулировки расхода теплоносителя в соответствии с тепловыделением в каждом канале. Каждый рабочий канал имеет на входе и выходе запирающие устройства, смонтированные на фланцах стоек верхней плиты.

Сепараторы пара, расположенные с двух противоположных сторон реактора над распределительными коллекторами, позволяют эксплуатировать реактор на малых мощно-



стях (15—25%) в режиме с естественной циркуляцией.

Все узлы и детали реактора (кроме сепараторов пара), соприкасающиеся с первичным теплоносителем, изготовляются из нержавеющей стали. Сепараторы пара изготовляются из углеродистой котельной стали, поскольку поверхность соприкосновения их с первичным теплоносителем составляет по отношению ко всей поверхности первого контура всего лишь 1—1,5%.

Над головками рабочих каналов имеется защита от излучения из теплоносителя в виде чугунных плит толщиной 250 мм. Плиты опираются на головки каналов, причем для смены канала достаточно снять две плиты: одну (большую) толщиной 150 мм, перекрывающую несколько каналов, и другую (малую) толщиной 100 мм, расположенную непосредственно над каналом, подлежащим замене.

Над чугунным перекрытием реактора по рельсам, проложенным на отметке пола центрального зала, перемещается напольная машина — тележка с передвижной кабиной,

Рис. 11. Рабочий канал: 1—нижняя головка; 2—компенсатор линейных расширений; 3—тепловыделяющий элемент; 4—уплотнительное кольцо; 5—верхняя головка; 6—вход; 7—выход.

оборудованной манипуляторами, которые предназначены для осуществления операций, связанных с заменой рабочих каналов. Напольная машина служит также для выполнения ряда других операций, например для осмотра верхней части реактора через перископы во время его работы, для собирания частей, разрушившихся при извлечении каналов, для обмывки верхней части реактора и центрального зала от радиоактивных загрязнений и т. п.

Рабочие каналы реактора (рис. 11) спроектированы по типу рабочих каналов действующего реактора первой атомной электростанции с тем отличием, что канал описываемого реактора содержит шесть элементов, а канал реактора первой атомной электростанции—четыре. Режимы работы каналов реактора приведены в таблице.

Режим работы каналов

Параметры канала	Рабочий канал с максимальным тепловыделением для	
	получения пара	перегрева пара
Тепловыделение, <i>квт</i>	405	368
Тепловой поток, <i>ккал/м² час</i>	$525 \cdot 10^3$	$480 \cdot 10^3$
Максимальная скорость теплоносителя, <i>м/сек</i>	10,0	57,0
Максимальная температура трубок тепловыделяющего элемента, °C	355	530
Максимальная температура урана, °C	400	550
Максимальная температура графита, °C	660	725

Возможность применения графита при указанной в таблице высокой температуре и заполнении зазоров кладки азотом подтверждается эксплуатацией первой атомной электростанции. При содержании примесей в азоте (кислорода $\leq 0,5\%$, водорода $\leq 0,3\%$ и углекислого газа $\leq 0,5\%$) следов выгорания графита обнаружено не было.

Теплоноситель подводится к верхней головке канала, опускается вниз по центральной трубке к нижней головке его, отсюда поднимается по трубкам тепловыделяющих элементов к верхней головке, где собирается и затем отводится из реактора.

Разность температурных удлинений периферийных и центральной трубок рабочего канала воспринимается компенсаторами, установленными у нижней головки канала, где температура теплоносителя меньше, что особенно важно для пароперегревательного канала.

В реакторе имеется система контроля за состоянием рабочих каналов, которая служит для определения каналов с поврежденными трубками и с поврежденными противосколочными покрытиями тепловыделяющих элементов.

При появлении в трубках рабочего канала течи воды или пара в зазоре между тепловыделяющими элементами создается повышенное давление, которое по импульсной трубке передается сигнализатору давления. Сигналы, свидетельствующие о повреждении трубок канала, передаются на щит оператора.

Контроль за состоянием противоосколочных покрытий элементов производится периодически путем прокачки газа вдоль канала через дозиметр, устанавливаемый на группу каналов (до 50 шт.). Подключение канала на прокачку газа производится с помощью обогатяющего контактного устройства и соленоидного клапана, устанавливаемого для каждого канала. При увеличении активности прокачиваемого газа обогатяющее устройство останавливается, и на щите оператора появляется соответствующий сигнал.

Для того чтобы убедиться, что в канале действительно произошло разрушение покрытия тепловыделяющего элемента, после получения сигнала устанавливается непрерывный просос газа через канал и индивидуальный дозиметр, а обогатяющее устройство продолжает контролировать состояние оболочек элементов в остальных каналах, входящих в группу.

При нормальной активности газ, прокачиваемый через дозиметр, направляется обратно в реактор; при повышенной активности газ выбрасывается в специальную вентиляционную систему.

Принципиальная схема блока атомной электростанции

Тепловая мощность реактора была определена из условий работы его в блоке с паровой турбиной ВК-100, имеющей два цилинд-

ра (первый цилиндр, однопоточный, высокого давления, второй цилиндр, двухпоточный, низкого давления), расположенных на одном валу с электрогенератором мощностью 100 Мвт, два конденсатора, систему регенеративного подогрева питательной воды, состоящую из трех подогревателей низкого давления, деаэрата с давлением 6 ат, двух подогревателей высокого давления, конденсатных и питательных насосов. Реактор и турбина включены в общую принципиальную схему блока атомной электростанции (рис. 12).

Схема движения теплоносителя в контуре отвода и использования тепла следующая (см. рис. 2, е). Подача воды в кипящие каналы осуществляется двумя циркуляционными насосами. Вода подается в каналы с температурой 300° С и давлением ~155 ат. Из рабочих каналов пароводяная смесь поступает в сепаратор, где пар отделяется от воды. Вода из сепаратора поступает в подогреватель парогенератора (состоящий из двух секций), где охлаждается от температуры насыщения 340° С (давление в сепараторе 150 ат) до температуры 300° С, отдавая свое тепло питательной воде второго контура. Вода второго контура в первой секции подогревателя нагревается от температуры 215° С до температуры насыщения при давлении 110 ат, а во второй секции, представляющей собой прямоточный испаритель, частично испаряется до весового паросодержания 20%.

Отделенный в сепараторе пар поступает к испарителю парогенератора барабанного типа, где за счет тепла конденсации этого пара происходит получение пара из воды второго контура. Конденсат первичного пара на выходе из испарителя перед входом в подогреватель смешивается с циркуляционной водой, поступающей из сепаратора пара.

Охлажденная вода первого контура после подогревателя вновь поступает к циркуляционным насосам. Циркуляционные насосы производительною по 600 т/час воды имеют по два трубопровода на всасывающей и нагнетательной стороне. В соответствии с этим парогенератор делится на четыре части, каждая из которых состоит из двухсекционного подогревателя и испарителя.

Так как резервные циркуляционные насосы не устанавливаются, каждый насос подключен к обоим сепараторам пара и к обеим группам распределительных коллекторов.

Полученный в парогенераторе вторичный пар давлением 110 ат направляется в пароперегревательные каналы реактора, где перегревается до температуры 510°С . К турбине пар подается с давлением 90 ат и температурой 500°С .

Операция пуска начинается с заполнения обоих контуров реактора химически очищенной и деаэрированной водой до появления ее в воздушниках, после чего последние закрываются. Затем вода из обоих контуров выпускается до установления в первом кон-

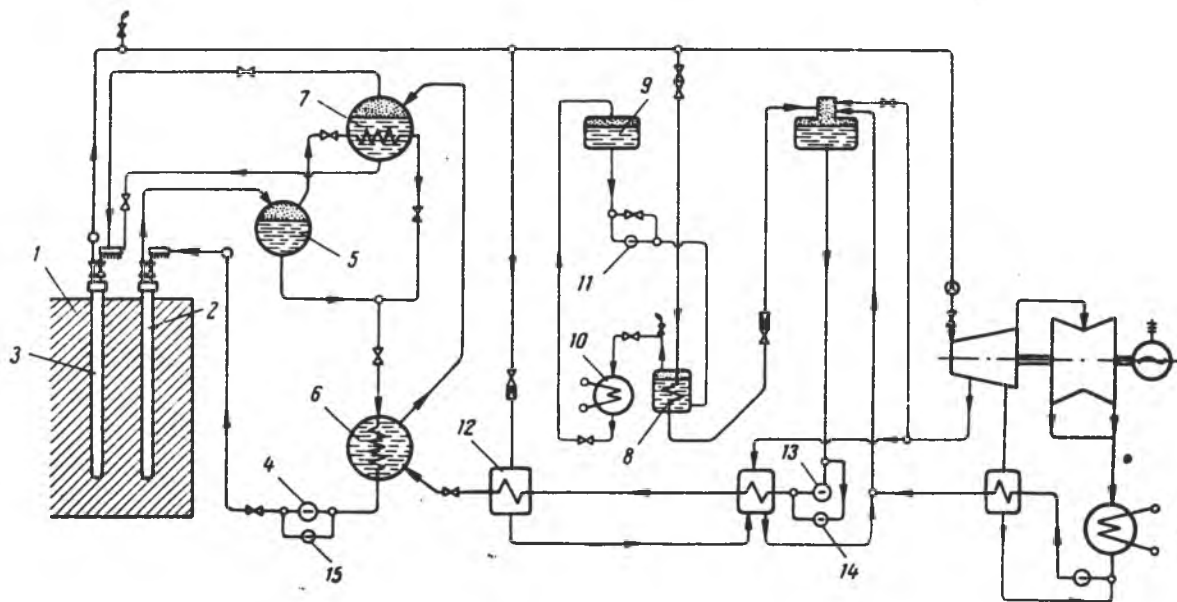


Рис. 12. Принципиальная схема блока реактор — турбогенератор:

1—реактор; 2—испарительный канал; 3—пароперегревательный канал; 4—циркуляционный насос; 5—сепаратор пара; 6—подогреватель; 7—испаритель; 8—технологический конденсатор; 9—бак аварийного расхолаживания; 10—охлаждитель пара; 11—насос технологического конденсатора; 12—регулятор перегрева пара; 13—питательный насос; 14—аварийный насос второго контура; 15—аварийный насос первого контура.

В схему электростанции включается также ряд других устройств и механизмов (технологический конденсатор, регулятор перегрева пара, насосы аварийного расхолаживания реактора, насосы, подающие подпиточную воду, и т. д.).

Режимы работы блока атомной электростанции

Характерными режимами для работы блока являются: пуск блока, работа блока при нагрузках, отличных от номинальной, расхолаживание блока и аварийные режимы.

Способ пуска реактора разработан в предположении, что на атомной электростанции, кроме реактора, нет других источников тепла. Из большого числа разобранных возможных способов пуска принят следующий.

туре номинального видимого уровня в сепараторе пара, а во втором контуре — в деаэраторе. В дальнейшем при прогреве установки воду из контуров периодически выпускают до установления как в сепараторе пара, так и в деаэраторе минимального принятого уровня.

Циркуляция воды первого контура в начальной стадии пуска создается одним циркуляционным насосом производительностью $600 \text{ м}^3/\text{час}$; во втором контуре запускаются питательные насосы с суммарной производительностью $450\text{—}500 \text{ м}^3/\text{час}$.

До установления температуры воды во втором контуре $\sim 160^\circ \text{С}$ прогрев установки ведется при отсутствии организованного отвода тепла. После того как достигнута температура 160°С , включается система отвода тепла в технологическом конденсаторе. При этом в деаэраторе устанавливается рабо-

чее давление ~ 6 ат, которое ограничивает дальнейший прогрев установки без отвода тепла во втором контуре.

Для более равномерного прогрева всей установки в начальной стадии пуска мощность реактора равна 5—10% от номинальной.

При разогреве установки на этой мощности реактора и без подогрева питательной воды после деаэратора во втором контуре возможно достичь температуры воды не выше 210°C . Поэтому дальнейший прогрев установки и выход на рабочие параметры ведется при мощности реактора $\sim 30\%$ от номинальной.

Переход с охлаждения пароперегревательных каналов водой на охлаждение паром осуществляется после подведения к регулятору перегрева пара питательной воды, циркулирующей во втором контуре при давлении 100 ат, в количестве, достаточном для того, чтобы температура питательной воды, поступающей из деаэратора, повышалась со 160°C до 250°C за счет нагрева ее в подогревателях высокого давления и в самом регуляторе перегрева.

При возрастании температуры питательной воды на входе в подогреватель парогенератора увеличивается количество пара, получаемого в парогенераторе, и тем самым уменьшается температура пара при выходе из пароперегревательных каналов.

При уменьшении производительности питательных насосов в пароперегревательные каналы начинает поступать пароводяная смесь. В тот момент, когда количество питательной воды будет соответствовать мощности реактора, т. е. когда все тепло, подводимое в парогенераторе к воде второго контура, будет использоваться для получения пара, в испарителе парогенератора образуется сухой насыщенный пар, который затем подается в пароперегревательные каналы для перегрева. Для продувки этих каналов паром от ранее заполнявшей их воды необходимо, чтобы перепад давления между распределительными коллекторами на входе в пароперегревательные каналы и сборными коллекторами на выходе из них был больше веса столба воды в самих каналах. Это достигается более интенсивным отводом тепла в технологическом конденсаторе в момент продувки каналов.

Особенностью описываемого этапа пуска является то, что сразу же после продувки пар на выходе из пароперегревательных каналов приобретает высокую температуру. Эта температура зависит в основном от первоначально принятого расхода и конечной температуры питательной воды на входе в парогенератор.

Условия пуска реактора в зависимости от температуры, приобретаемой паром после продувки пароперегревательных каналов, могут быть определены из номограммы (рис. 13). При построении ее исходили из следующих данных, проверенных на экспериментальной петле: давление во втором контуре к моменту перехода с воды на пар должно быть 100 ат, кратность охлаждения пароперегревательных каналов (отношение пускового расхода питательной воды к расходу пара после продувки) при выбранной мощности реактора (равной 30% номинальной) составляет 3,57. Кривая АВ (см. рис. 13) характеризует состояние в блоке перед началом уменьшения расхода питательной воды.

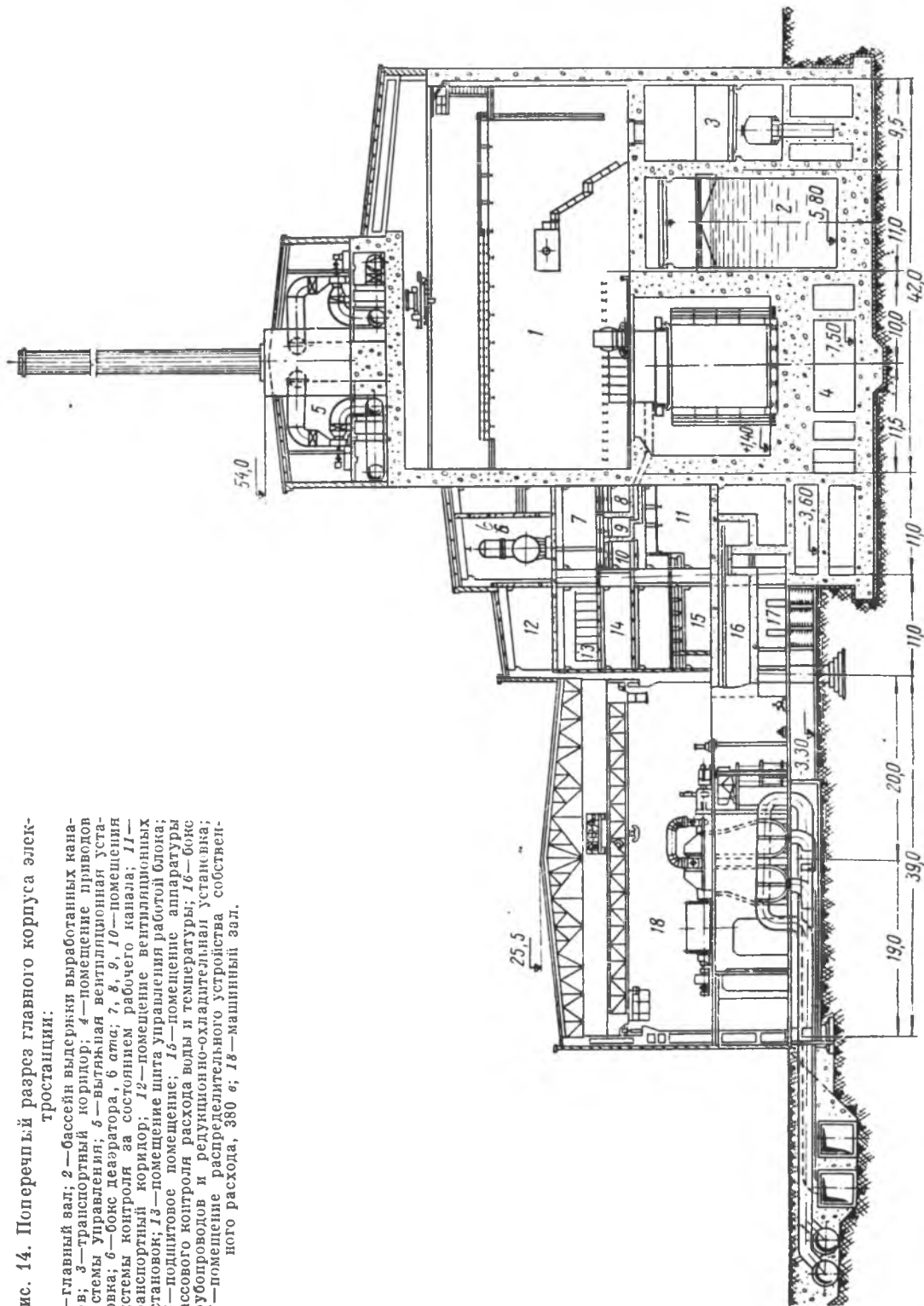
Расчетное время пуска блока реактор — парогенератор из холодного состояния (20°C) до рабочих параметров (температура пара 510°C) составляет 9—10 час, а включая пуск турбогенератора, — около 11—12 час. Несмотря на то, что атомная электростанция предназначена для работы на базисную нагрузку энергетической системы, расчетами подтверждается возможность работы блока реактор—турбогенератор с нагрузками, отличными от номинальной, вплоть до нагрузки, соответствующей работе для обслуживания только собственных нужд.

При расхолаживании блока в случае аварии оборудования и в случае плановых остановок пароперегревательные каналы заполняются водой. В них происходит процесс, обратный пуску блока, т. е. пар постепенно замещается циркулирующей водой. Такой метод расхолаживания проверялся на экспериментальной петле и не вызывает особых трудностей.

Расчеты также показывают, что при срабатывании системы прекращения реакции деления нет необходимости в быстром заполнении пароперегревательных каналов водой и что в течение продолжительного времени можно получать пар номинальных параметров за счет остаточного тепловыделения в горючем и тепла графита. Только после уста-

Рис. 14. Поперечный разрез главного корпуса электростанции:

1 — главный зал; 2 — бассейн выдержки выработанных каналов; 3 — транспортный коридор; 4 — помещение приводов системы управления; 5 — вытяжная вентиляционная установка; 6 — бокс деаэратора, 6 ата; 7, 8, 9, 10 — помещения системы контроля за состоянием рабочего канала; 11 — транспортный коридор; 12 — помещение вентиляционных установок; 13 — помещение цента управления рабочий блока; 14 — подпиточное помещение; 15 — помещение аппаратуры массового контроля расхода воды и температуры; 16 — бокс трубопроводов и редукционно-охладительной установки; 17 — помещение распределительного устройства собственного расхода, 380 е; 18 — машинный зал.



новления характера аварии и если для ликвидации ее требуется длительное время, рекомендуется переходить на полное расхо-

логической схеме и требованию создать нормальные условия работы для обслуживающего персонала. Главный корпус состоит из

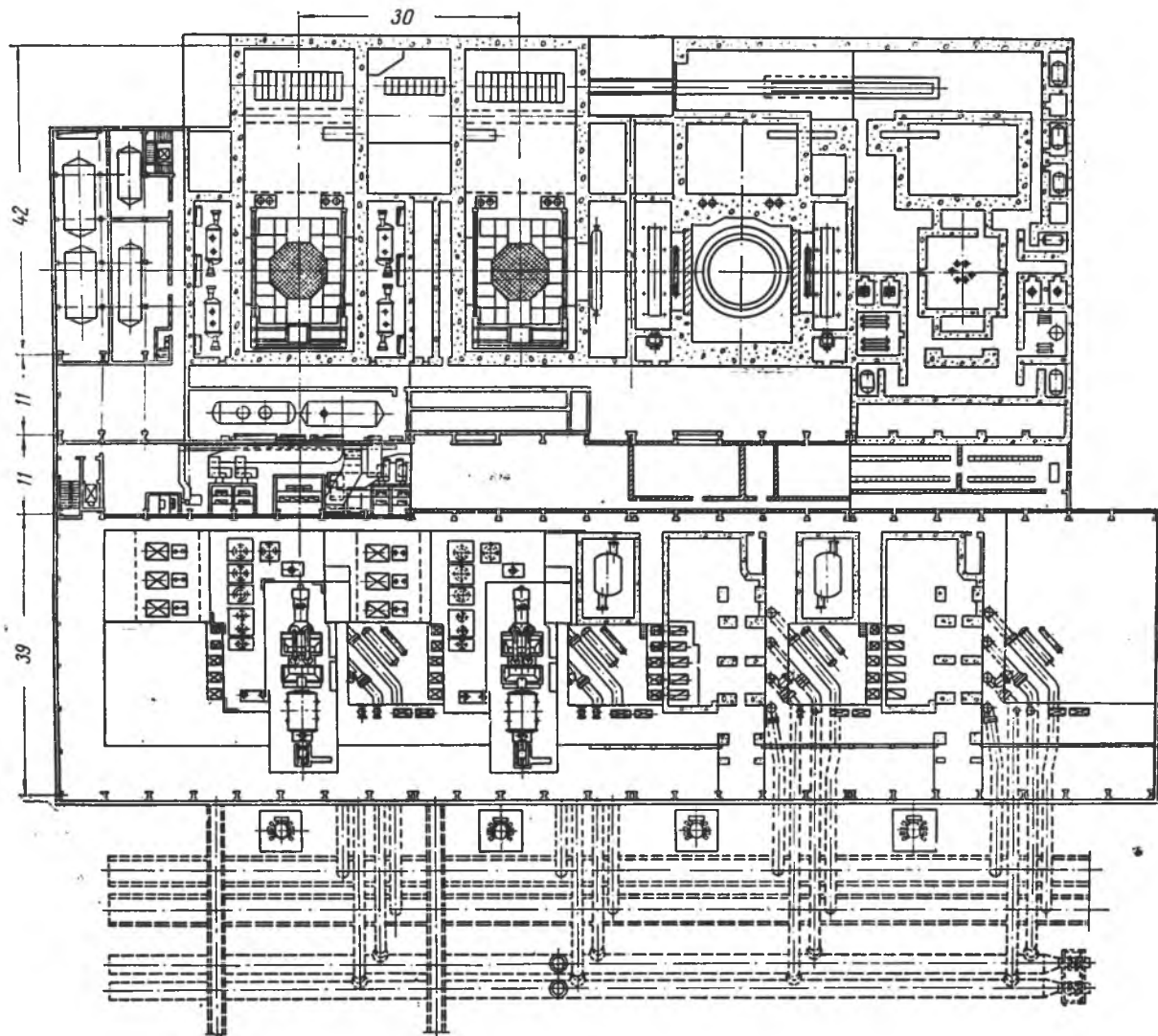


Рис. 15. План главного корпуса электростанции.

лаживание блока с заполнением пароперегревательных каналов водой.

Расположение оборудования главного корпуса электростанции

Расположение оборудования главного корпуса электростанции подчинено ее техно-

логических последовательно расположенных отделений: машинного зала, этажерки обслуживания, деаэрационной этажерки и реакторного отделения. В большинство помещений доступ персонала возможен только через санпропускник.

Схема станции построена по блочному принципу, и компоновка помещений во всех

отделениях повторяется для каждого блока. Шаг блока 30 м.

В машинном зале (пролетом 39 м) поперек его установлены четыре турбогенератора, все вспомогательное оборудование которых в общем помещении зала имеет защиту от кислородной активности. В постоянном торце машинного зала размещено оборудование теплофикационной установки, а у фасадной стены, в отгороженном помещении, — распределительное устройство собственного расхода электроэнергии на 6 кв; в постоянном и временном торце имеются две монтажные площадки.

Центральное расположение этажерки обслуживания с энергетическим хозяйством электростанции, блочным щитом управления, оборудованием контрольно-измерительных приборов и автоматики и пр. значительно сокращает коммуникации трубопроводов и упрощает разводку кабелей.

В деаэрационной этажерке устанавливается часть оборудования первого контура: циркуляционные насосы, насосы аварийного расхолаживания реактора, подогреватели парогенератора, а также оборудование системы контроля за работой реактора и деаэраторы. Коммуникации трубопроводов помещаются в специально защищенных шахтах между машинным залом и реакторным отделением. Здесь же находится транспортный коридор, оборудованный тележками грузоподъемностью по 10 т, что обеспечивает удобство монтажа и ремонта оборудования и позволяет транспортировать оборудование как за пределы главного корпуса, так и в помещение дезактивации, расположенное в постоянном торце корпуса.

В центральной части реакторного отделения располагается реактор, бассейн выдержки отработанных рабочих каналов и транспортный коридор. В помещениях, расположенных выше сепараторов пара, устанавливаются испарители парогенератора, трубопроводы и арматура к ним.

В главном зале реактора имеется мостовой кран, предназначенный, в частности, для выгрузки свежих каналов из железнодорожных контейнеров, развешивания каналов в главном зале, загрузки каналов в реактор и выгрузки из него и т. д. Кран имеет дистанционное управление из специального пульта.

Между реакторными отделениями двух блоков у бассейнов выдержки расположены контейнерные помещения, каждое для двух реакторов. Через эти помещения происходит перегрузка отработанных каналов из бассейна выдержки в контейнер для отправки их к месту переработки. Над главным залом помещается металлическая вентиляционная труба и система вентиляции.

Поперечный разрез и план главного корпуса электростанции приведены на рис. 14 и 15.

Заключение

Потребуется некоторое время для эксплуатационной проверки решений, положенных в основу проекта сооружаемого уран-графитового реактора с перегревом пара высокого давления.

Как показывают расчеты, на экономичность атомной электростанции с указанными

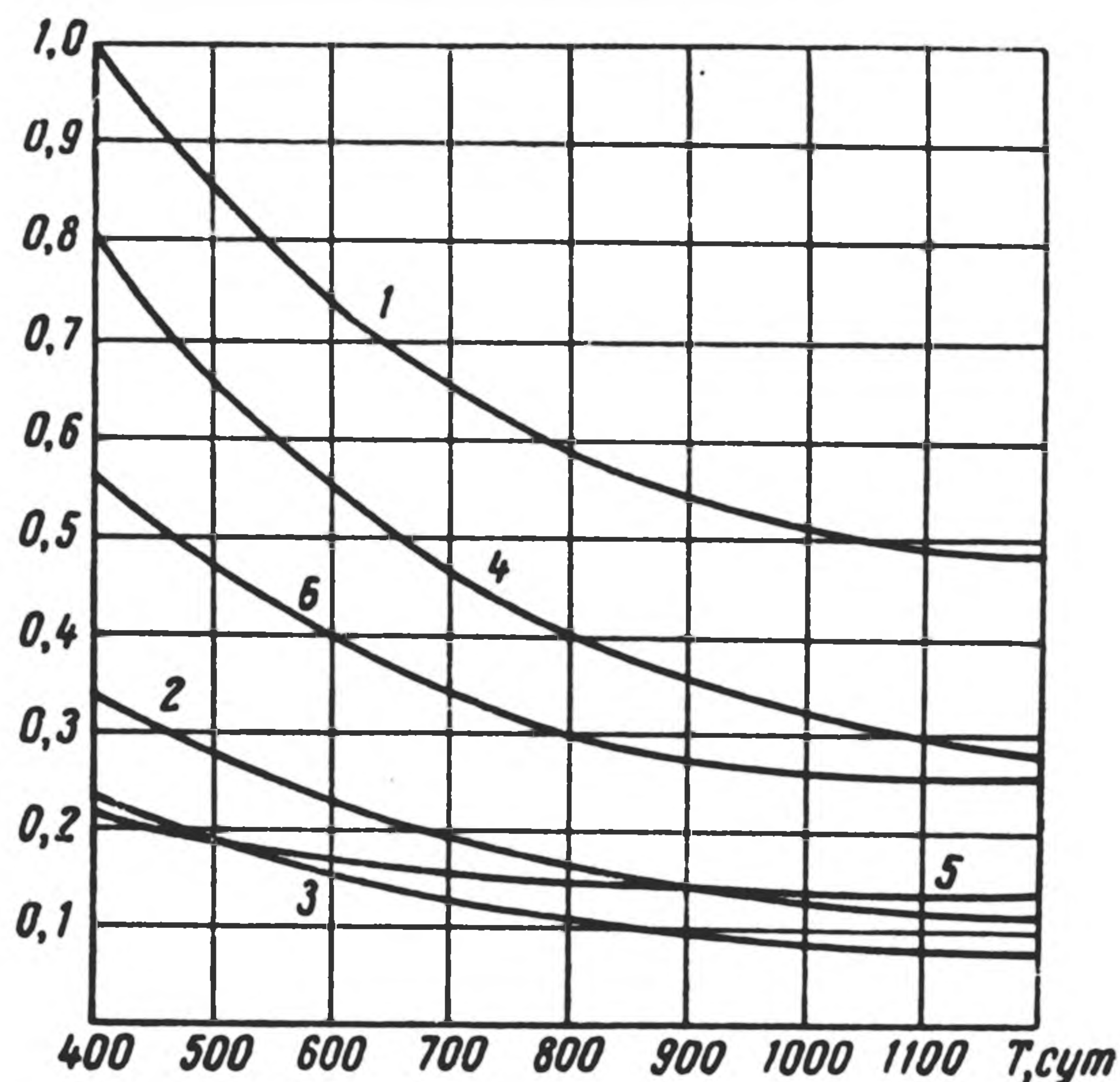


Рис. 16. Зависимость топливной составляющей стоимости электроэнергии от кампании:

1—стоимость загружаемого в реактор урана; 2—стоимость изготовления рабочих каналов; 3—стоимость химической переработки урана; 4—стоимость урана после химической переработки; 5—стоимость извлекаемого из реактора плутония; 6—топливная составляющая стоимости электроэнергии.

реакторами существенное влияние оказывает длительность кампании (рис. 16). Однако при выборе кампании следует учитывать возможность компенсации избытка реактивности и способность материалов тепловыделяющих элементов противостоять разрушению

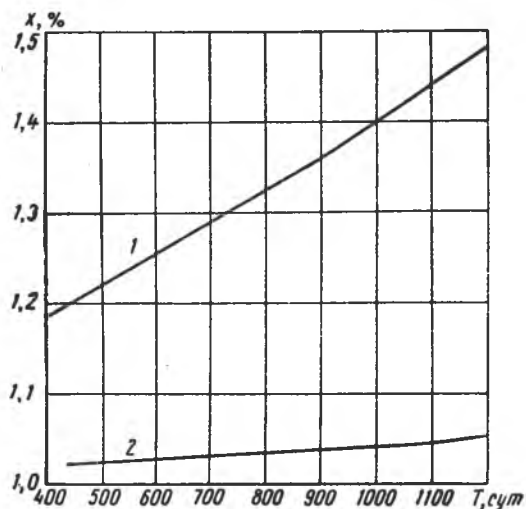


Рис. 17. Зависимость обогащения урана от кампании:

1 — необходимое обогащение урана в начале кампании;
2 — обогащение выгоревшего урана (в конце кампании).

от коррозии, радиационного воздействия и других причин.

При принятой кампании в 730 суток стоимость вырабатываемой на станции электроэнергии не превышает стоимости электроэнергии, получаемой на обычных тепловых станциях. При этом топливная составляющая равна ~ 30—40 % стоимости получаемой электроэнергии. Если практика эксплуатации реактора покажет, что стойкость рабочих каналов и тепловыделяющих элементов окажется высокой, то, как это видно из рис. 17, кампания реактора может быть увеличена путем небольшого обогащения урана. Это позволит дополнительно снизить стоимость электроэнергии. Другим путем снижения стоимости электроэнергии является повышение единичной мощности блока за счет увеличения интенсивности теплосъема, увеличения габаритных размеров реактора, а также усовершенствований в тепловой и технологической схемах блока.

