

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

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

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

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

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

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

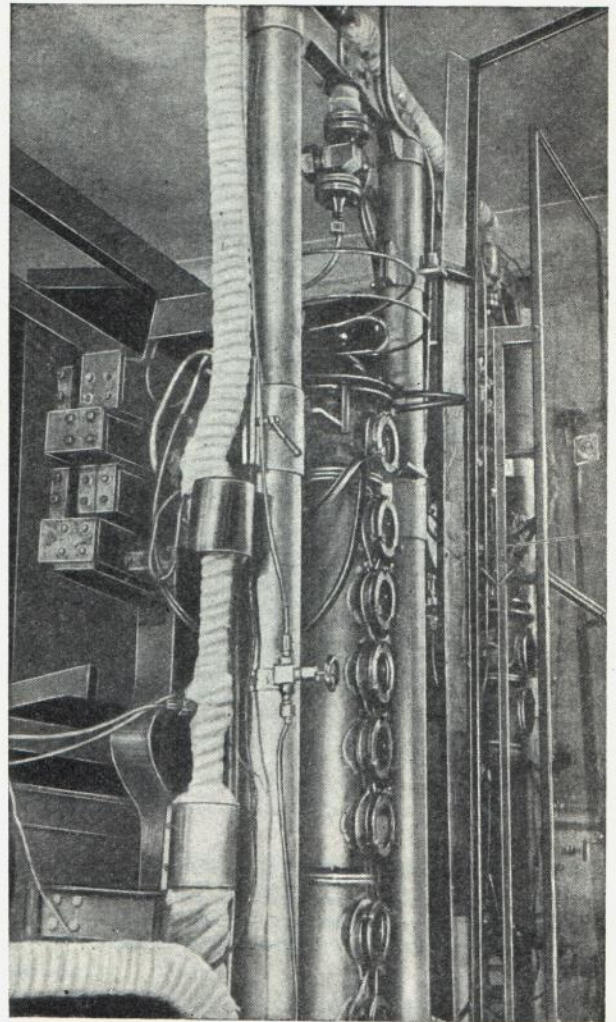


Рис. 7. Стенд для контроля теплоотдачи от урана к воде. На рисунке видна колонка с окнами, позволяющими наблюдать внешнюю поверхность тепловыделяющего элемента.

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

#### КОНСТРУКЦИЯ РЕАКТОРА АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

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

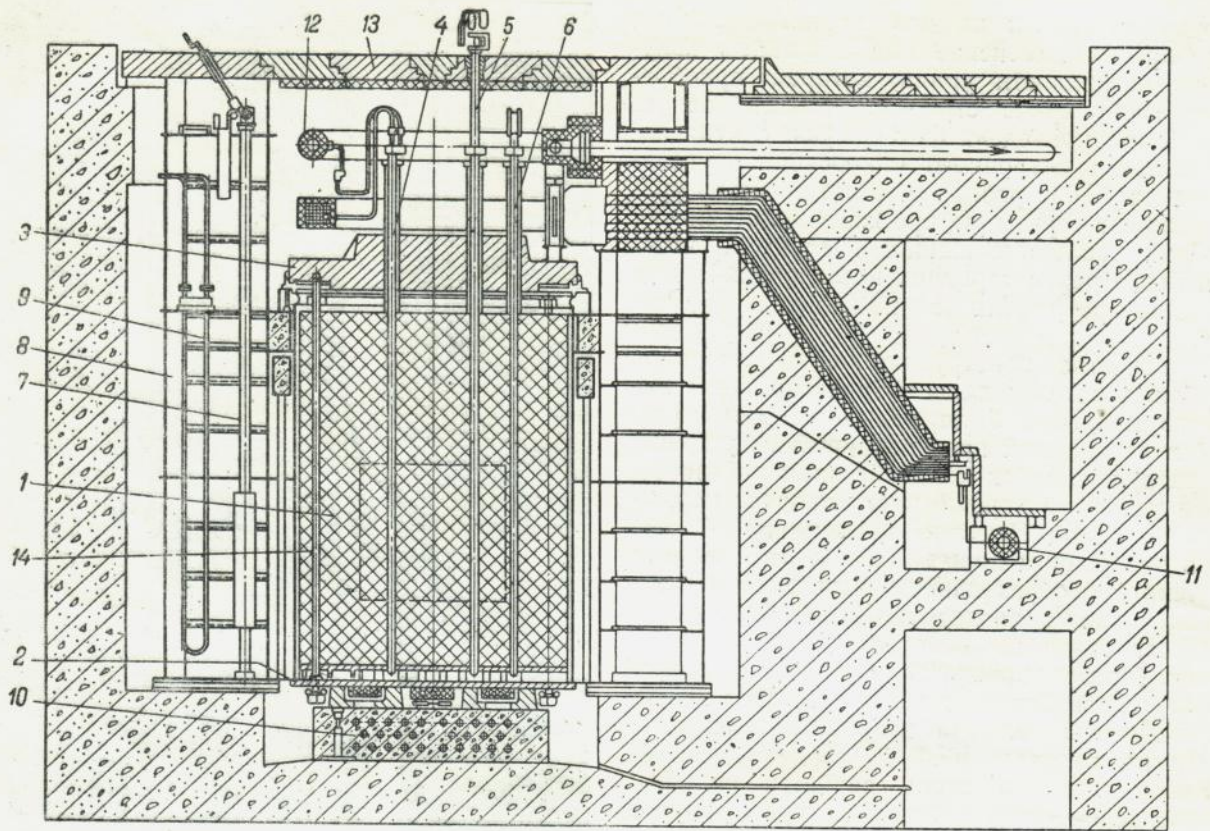


Рис. 8. Реактор атомной электростанции.

1 — графитовая кладка реактора; 2 — нижняя плита; 3 — верхняя плита; 4 — рабочий канал; 5 — канал аварийной защиты; 6 — канал автоматического регулирования; 7 — канал ионизационной камеры; 8 — боковая защита (вода); 9 и 10 — холодильники; 11 — распределительный коллектор; 12 — сборный коллектор; 13 — верхняя защита (чугун); 14 — охлаждаемая стойка отражателя.

Представление о конструкции этого реактора в целом дает рис. 8. Реактор заключен в герметический цилиндрический кожух, выполненный из стали и покоящийся на бетонном основании. Кожух заполнен графитовой кладкой с надлежащим образом выбранными зазорами. Во избежание выгорания графита кожух заполнен гелием (или азотом).

Центральная часть графитовой кладки пронизана рабочими каналами общим числом 128. Каждый рабочий канал представляет собой длинный графитовый цилиндр; внутри него находятся тонкостенные стальные трубки, по которым идет вода первичного контура. Эта вода поступает через верхнюю головку канала, соединенную с входным и выходным коллекторами, проходит по трубке вниз и возвращается вверх, омывая при этом поверхность урановых тепловыделяющих элементов.

Расположение урановых тепловыделяющих элементов таково, что их совокупность образует цилиндрическую активную зону реакто-

ра размером  $150 \times 170$  см, окруженную со всех сторон графитовым отражателем. Эта зона обведена на рис. 8 пунктиром.

Представление о расположении каналов дает рис. 9, где показана верхняя часть аппарата со снятой крышкой.

Расход воды через канал и ее температура на выходе контролируются по каждому каналу. Указывающие приборы находятся на центральном пульте и связаны с аварийной защитой, прекращающей ядерную реакцию в случае нарушения расхода воды через канал или превышения температуры воды сверх установленного предела.

Вода при давлении 100 ат кипит при  $309^\circ\text{C}$ . Превышение этого предельного значения в каком-либо из каналов привело бы к резкому уменьшению теплосъема, а следовательно, к перегреву и возможному разрушению тепловыделяющего элемента. Поэтому контроль за температурой воды на выходе из канала очень важен, так как он позволяет наблюдать за режимом работы канала. Прак-

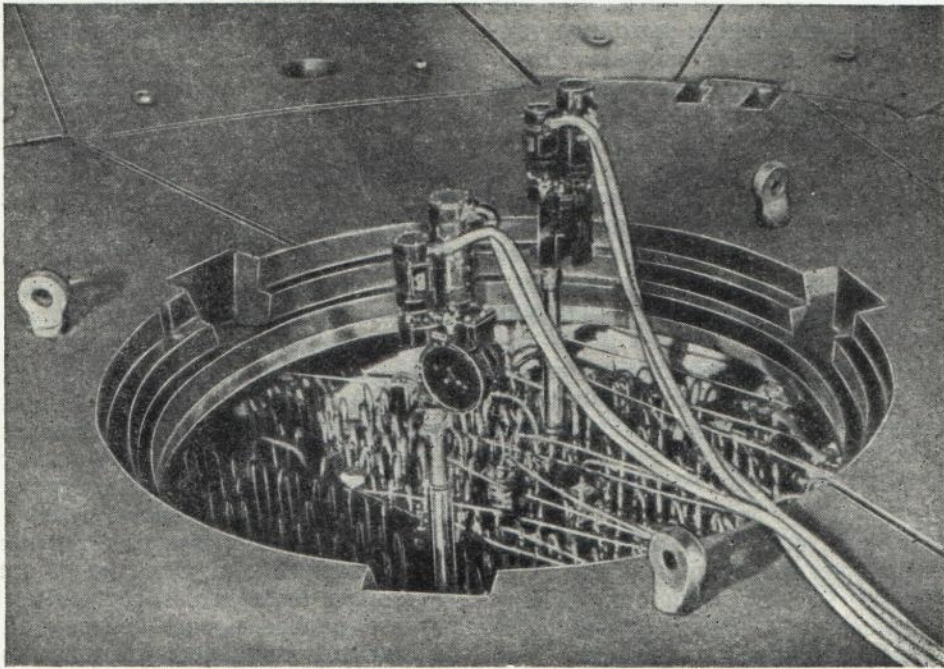


Рис. 9. Верхняя часть реактора без крышки. Видны сервомоторы стержней аварийной защиты и их кабели, ниже — коммуникации рабочих каналов.

тически он осуществляется при помощи обес­печивающего устройства, показывающего световым сигналом, в каких каналах температура воды превысила установленный предел. Кроме того, имеется отдельная штеккерная панель, при помощи которой можно измерить абсолютную температуру воды в любом избранном канале.

Наблюдение за режимом работы канала по температуре дополняется контролем за расходом воды. Расход воды контролируется на щите расходомерных приборов, а на центральный пульт передаются предупредительные световые сигналы в случае отклонения расхода воды от заданного. Снижение расхода воды в канале ведет к повышению температуры воды на выходе из канала. Возрастание расхода воды в канале указывает на разрыв трубок канала или его коммуникаций.

Все эти отклонения считаются аварийными и ведут к срабатыванию стержней аварийной защиты, т. е. к прекращению цепной реакции.

Чтобы при разрыве трубок рабочего канала реактор не заполнялся слишком быстро водой, что может привести к быстрому возрастанию его реактивности, каждый канал снабжен отключающим устройством и обратным клапаном, которые отсекают от коллекторов поврежденный канал. Для снятия оста-

точного радиоактивного тепловыделения оставляется все же небольшая протечка воды.

Активность воды и газа в аппарате постоянно контролируется, так что можно немедленно установить случай разрушения тепловыделяющих элементов по повышению активности воды или газа.

Путем отсоса газа вблизи канала можно по содержанию влаги определить поврежденный канал, если течь столь невелика, что расходомерные приборы не в состоянии ее отметить.

Кроме контроля за каждым каналом, на центральный пульт выведены также показания общего расхода воды через аппарат, ее давления и температуры во входном и выходном коллекторах.

Для компенсации избыточной реактивности аппарата в нем размещены 18 компенсирующих стержней из карбида бора, из них 6 вблизи центра аппарата и 12 на периферии активной зоны. Эти стержни передвигаются в специальных каналах, охлаждаемых водой из отдельной системы охлаждения. Такая же система имеется и для охлаждения графитового отражателя.

При помощи тросиков и сервомоторов эти стержни перемещаются по вертикали, и их положение фиксируется на специальном табло центрального пульта. Приняты особые меры, не позволяющие оператору слишком

быстро поднимать стержни. При их помощи можно добиться выравнивания выходной температуры воды по рабочим каналам.

Суммарная глубина погружения всех компенсирующих стержней (в рабочем режиме аппарата) показывает полный запас его реактивности и, следовательно, запас атомного топлива сверх критического. Поэтому запас топлива можно условно выражать в линейных сантиметрах. При этом специальной градуировкой устанавливается цена каждого сантиметра стержня в отношении его влияния на реактивность аппарата.

Кроме компенсирующих стержней, имеются четыре стержня автоматического регулирования, размещенные в отражателе. Положение их изменяется автоматически посредством сервомоторов, действующих от ионизационных камер.

В случае нарастания цепной реакции стержни автоматического регулирования опускаются, в случае ее затухания они поднимаются. Одновременно работает одна пара стержней, другая находится в резерве. Эти регуляторы поддерживают уровень цепной реакции на установленной задатчиком мощности с точностью до 3%. Наконец, имеются еще два стержня аварийной защиты, сервомоторы которых для уменьшения времени срабатывания помещены непосредственно над верхней защитной плитой аппарата. Эти стержни при поступлении аварийного сигнала

свободно падают в активную зону аппарата и этим прекращают цепную реакцию. Всего имеется 12 различных аварийных сигналов. Важнейшие из них: сигнал превышения заданного уровня мощности на 20%, сигнал слишком большой скорости нарастания цепной реакции, сигнал отключения электрического питания главных циркуляционных насосов, сигналы изменений расхода и температуры воды в рабочих каналах.

Реактор станции снабжен приспособлениями для проведения физических и материаловедческих исследований.

В реакторе имеется шесть изогнутых каналов, достигающих границы активной зоны и отражателя. Эти каналы позволяют изучать поведение образцов различных материалов в условиях интенсивного нейтронного потока  $2 \div 8 \cdot 10^{13}$  нейтр/см<sup>2</sup>·сек и высокой температуры. Кроме того, имеются три прямых горизонтальных канала, один из которых доведен до центра аппарата. Этот канал позволяет изучать распределение нейтронной плотности по радиусу аппарата. Интенсивность пучков нейтронов по выходе из прямых каналов достигает  $10^7$  и  $10^9$  нейтр/см<sup>2</sup>·сек. Они предназначены для ядерно-физических исследований. Наконец, имеется тепловая графитовая колонна, примыкающая к отражателю реактора. Плотность потока тепловых нейтронов в этой колонне составляет около  $10^9$  нейтр/см<sup>2</sup>·сек. Колонна снабжена дистан-

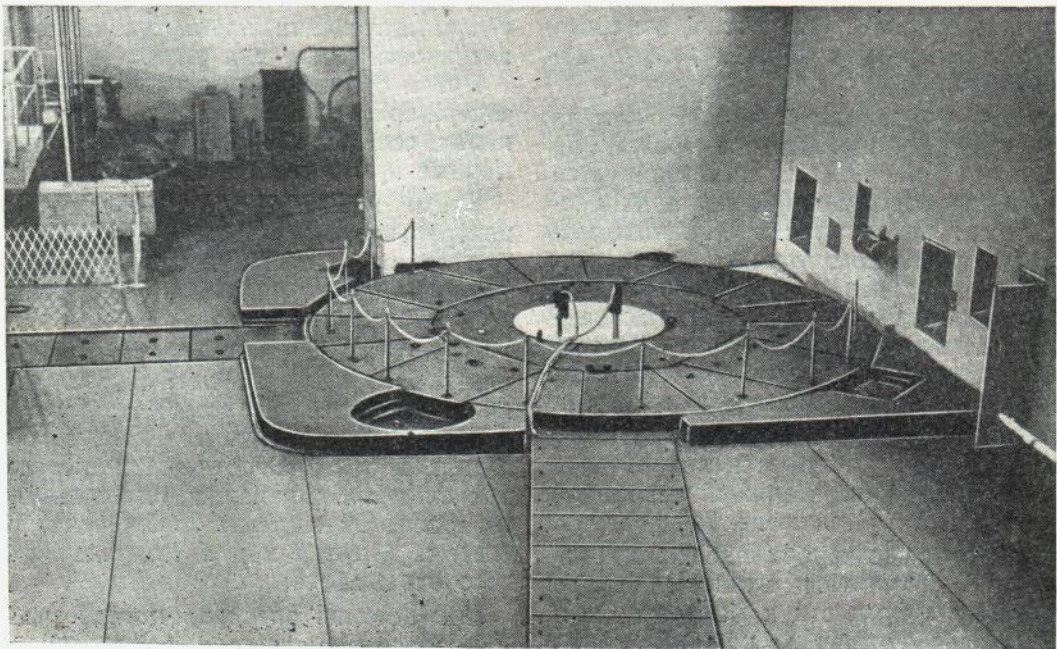


Рис. 10. Верхняя часть реактора в рабочем состоянии. Видны верхняя защитная плита и сервомоторы аварийной защиты.

ционно перемещаемыми вставками, так что смену приборов и изучаемых материалов можно производить, не прерывая работы атомного реактора.

Биологическая защита аппарата обеспечена боковой водяной защитой с толщиной слоя 100 см и бетонной стеной толщиной 300 см. В верхней части аппарата биологическая защита обеспечена усилением графитового отражателя, а также верхней стальной крышкой аппарата и чугунной плитой. Защита рассчитана на быстрые нейтроны, не замедлившиеся в отражателе, гамма-излучение, возникающее от радиоактивных осколков и главным образом от захвата тепловых нейтронов в конструкционном железе. Ввиду того что защита рассчитывается весьма приближенно, при конструировании аппарата особое внимание было обращено на то, чтобы не возникало каких-либо исключительных направлений, особо «прозрачных» для нейтронов или гамма-лучей.

Неупругое рассеяние быстрых нейтронов на большой угол в стальном кожухе аппарата приводит к образованию потока нейтронов, направленного почти вертикально. На пути этого потока была запроектирована дополнительная бетонная защита.

На рис. 10 показан вид аппарата в рабочем состоянии. Видны верхняя защитная чугунная плита и два сервомотора стержней аварийной защиты.

#### ФИЗИЧЕСКИЕ РАСЧЕТЫ РЕАКТОРА И РЕЗУЛЬТАТЫ ЕГО ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО ИЗУЧЕНИЯ

В реактор атомной электростанции загружено значительно больше урана, чем это необходимо для достижения критической массы, при которой уже возможна цепная реакция. Цепная реакция в этом реакторе впервые была осуществлена 9 мая 1954 г., причем было установлено, что критическая масса достигается при 60 рабочих каналах. Полная же загрузка аппарата составляет 128 рабочих каналов. Весь излишек реактивности аппарата поглощают упомянутые выше 18 компенсирующих стержней из карбида бора.

При выходе аппарата на мощность его реактивность вследствие разогрева воды существенно падает. Кроме того, в аппарате образуется ксенон, обладающий огромным резонансным поглощением, что также приводит к снижению реактивности («отравление» ксеноном). Наконец, вследствие выгорания изотопа урана-235 и образования осколков деления, поглощающих нейтроны («шлаки»),

происходит по мере работы аппарата медленное падение его реактивности.

Все эти эффекты и приводят к необходимости брать значительный запас урана сверх критической массы холодного реактора.

Одной из важнейших задач физического расчета реактора было определение величины критической массы реактора и величины дополнительной загрузки урана, необходимой для обеспечения длительной работы реактора и компенсации температурного эффекта и эффекта «отравления» ксеноном.

Второй задачей физического расчета был расчет компенсирующей способности стержней из карбида бора. При этом надо было учесть, что при выбранных диаметрах стержней бор полностью поглощает нейтроны только с энергией меньше 10—20 эв. Для нейтронов с большей энергией стержень из карбида бора частично прозрачен. Необходимо было учесть, что компенсирующая способность этих стержней зависит от температуры нейтронного газа.

Третья группа задач была связана с расчетом нестационарных режимов и возможных аварийных состояний реактора. Эта группа задач требовала совместного расчета цепной реакции и тепловых режимов как аппарата, так и всего первичного контура.

Общие принципы физического расчета гетерогенных реакторов, расчет резонансного поглощения нейтронов, а также расчет частично прозрачных («серых») поглощающих стержней изложены в ряде докладов, представленных СССР на Международную конференцию по мирному использованию атомной энергии [2, 8 и 9].

Оказалось, что можно, не впадая в большие ошибки, применять простой метод расчета, в котором нейтроны делятся на две группы: группу тепловых нейтронов и группу эпитепловых нейтронов. При этом важно правильно сформулировать граничные условия на границе активной зоны и отражателя.

Расчеты выполнялись также на основе строгого уравнения замедления нейтронов, причем использовался метод конечных разностей [10]. Этот метод является более последовательным и не требует большого труда.

Резонансное поглощение нейтронов вычислялось на основе ранее развитой теории [11, 12 и 13], согласно которой эффективная ширина интервала энергии  $\Delta E$  существенно поглощающихся резонансных нейтронов пропорциональна корню квадратному из толщины уранового блочка. Расчетная величина коэффициента резонансного поглощения составляет 0,87. Экспериментальные данные, пока еще предварительные, указывают на несколько большую величину.

Оба метода расчета проверялись применительно к реактору РФТ, который уже действовал во время проектирования атомной электростанции, и на специальном графитоводном физическом реакторе, до некоторой степени воспроизведившем реактор атомной станции.

При этом оказалось, что результаты расчетов критической массы и хода нейтронной плотности находятся в очень хорошем согласии с опытом в тех случаях, когда вода в рассчитываемом реакторе отсутствовала. При наличии воды согласие получается менее точным, что обуславливается гетерогенным эффектом воды, т. е. существенной зависимостью влияния воды на цепную реакцию от места ее размещения в реакторе.

Применение к расчету ячейки реактора возрастного приближения вызывало ввиду наличия в ней воды серьезные сомнения, поэтому отдельная ячейка реактора, состоящая из рабочего канала и окружающего ее графитового замедлителя, была рассчитана на основе кинетического уравнения, позволяющего учесть невозрастной характер замедления нейтронов в воде. Этот расчет показал, что применительно к реактору электростанции возрастное приближение оправдано. При помощи этого же расчета были найдены эффективные константы (длина замедления и длина пробега до захвата) для эквивалентного гомогенного реактора.

Сопоставление результатов различных расчетов приводит к заключению, что точность расчета критической массы графитоводного реактора может быть оценена в 15%. В действительности совпадение теоретического значения критической массы (59 каналов) с экспериментальными (60 каналов) оказалось более точным.

В таблице 1 приведены теоретически вычисленные и экспериментальные значения температурного эффекта, эффекта «отравле-

Таблица 1. Расчетные и измеренные величины реактивности аппарата

(Реактивность дана в долях  $k_{эфф} = ak_{\infty}$ , где  $\alpha$  — коэффициент утечки нейтронов)

	Расчет	Измерение
Критическая масса (количество рабочих каналов) . . . . .	~59	~60
Подный запас реактивности	0,13	0,11 ± 0,005
Запас на температурный эффект . . . . .	0,029	0,025 ± 0,002
Запас на «отравление» . . . . .	0,039	0,040 ± 0,003*
Запас на выгорание и шлаки	0,068	0,045 ± 0,004
Компенсирующая способность одного стержня внутреннего кольца . . . . .	0,012	0,013 ± 0,001
Компенсирующая способность одного стержня внешнего кольца . . . . .	0,007	0,007 ± 0,001
Компенсирующая способность двух стержней защиты . . . . .	0,020	0,018 ± 0,002

\* В английском тексте указано ошибочное значение. (Ред.)

ния» ксеноном и компенсирующие способности карбид-борных стержней, выраженные в величине эффективного коэффициента размножения.

Что же касается запаса на выгорание и шлаки, то он оказался достаточным, чтобы обеспечить работу реактора на полной мощности в течение 2,5 мес., что можно считать вполне удовлетворительным.

На рис. 11 приведено сопоставление расчетных и экспериментальных данных для хода нейтронной плотности по оси реактора, а на рис. 12 — по радиусу аппарата. В последнем случае теоретический расчет сделан в предпо-

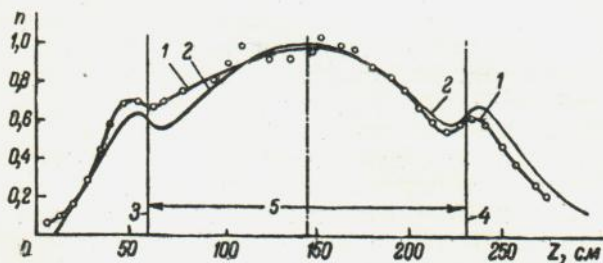


Рис. 11. Ход плотности тепловых нейтронов по центральной оси аппарата.

1 — экспериментальная кривая, снятая при опущенных поглощающих стержнях внутреннего кольца и поднятых стержнях внешнего кольца; 2 — теоретическая кривая, вычисленная в предположении, что вещество поглощающих стержней равномерно распределено по активной зоне реактора; 3 — границы активной зоны и нижнего отражателя; 4 — то же для верхнего отражателя; 5 — активная зона.

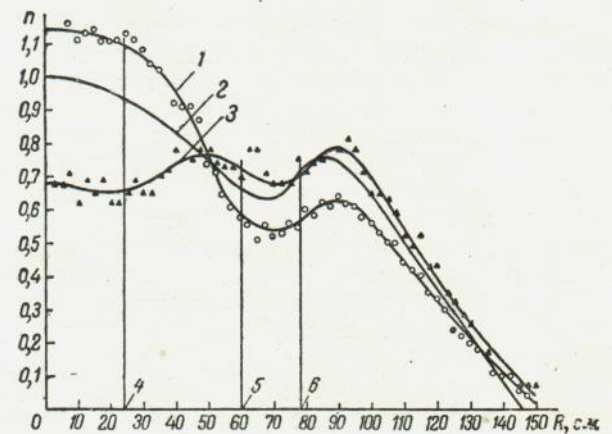


Рис. 12. Ход плотности тепловых нейтронов по радиусу реактора.

1 — экспериментальная кривая; поглощающие стержни внутреннего кольца подняты, стержни внешнего кольца опущены; 2 — теоретическая кривая, вычисленная в предположении, что вещество поглощающих стержней равномерно распределено по активной зоне аппарата; 3 — экспериментальная кривая; поглощающие стержни внешнего кольца подняты; 4 — поглощающие стержни (внутреннее кольцо); 5 — поглощающие стержни (внешнее кольцо); 6 — граница активной зоны.

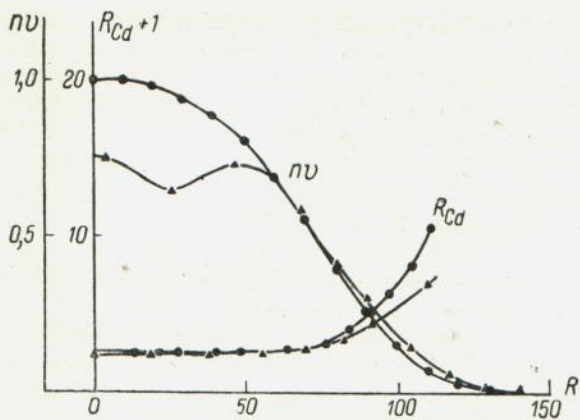


Рис. 13. Распределение резонансных нейтронов  $\nu$  по индикатору Au ( $E_r = 4,9$  эв) и ход кадмиевого отношения  $R_{Cd}$  по радиусу аппарата.  
 ● — расчет (для равномерного распределения вещества поглощающих стержней); ▲ — опыт (при опущенных стержнях внутреннего кольца).

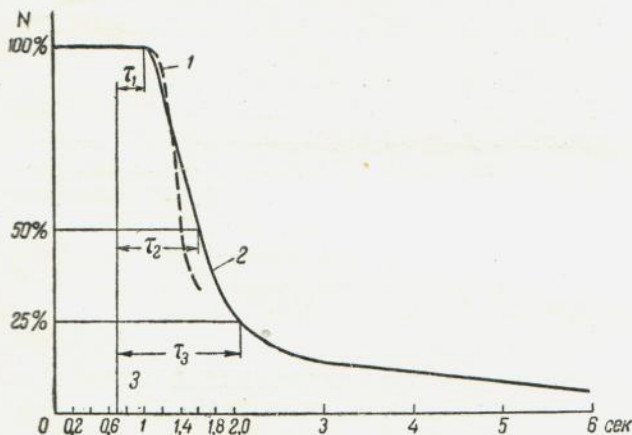


Рис. 14. Кривые спада мощности реактора при срабатывании аварийной защиты.  $N$  — уровень мощности. 1 — теоретическая кривая; 2 — экспериментальная кривая, снятая осциллографом; 3 — момент поступления аварийного сигнала. Время спада мощности наполовину составляет около 0,90 сек.

ложении, что поглощающее вещество компенсирующих стержней равномерно распределено по активной зоне реактора.

На рис. 13 показано сравнение теоретических и экспериментальных данных хода плотности резонансных нейтронов и кадмиевого отношения.

В качестве иллюстрации нестационарных расчетов на рис. 14 приведены кривые (теоретические и экспериментальные) спада мощности аппарата при срабатывании стержней аварийной защиты.

Если аварийная защита останавливает аппарат по сигналу отключения электрического питания главных циркуляционных насосов, то остаточное радиоактивное тепловыделение могло бы привести к закипанию воды в аппарате. На рис. 15 показаны кривая теп-

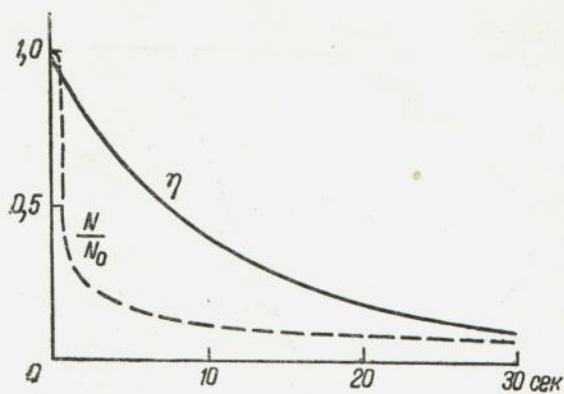


Рис. 15. Кривые изменения расхода воды и мощности реактора с момента отключения питания электродвигателей циркуляционных насосов.

По оси абсцисс отложено время, по оси ординат — относительное изменение расхода воды ( $\eta$ ) и относительная мощность ( $N/N_0$ ).

ловыделения после срабатывания защиты и кривая падения расхода воды при отключении питания насосов.

Из сравнения этих кривых видно, что кривая тепловыделения, за исключением короткого времени, падает круче, чем кривая расхода воды. Инерция воды может поддерживать достаточный для съема тепла расход воды в течение десятков секунд. Этого времени более чем достаточно для переключения циркуляционных насосов на питание от резервной аккумуляторной батареи, которое производится автоматически.

Как указывалось выше, при увеличении содержания воды в аппарате его реактивность возрастает. Поэтому в случае возникновения течи в рабочем канале будет возрастать реактивность аппарата и уровень мощности цепной реакции будет подниматься.

Если регуляторы не справляются с этим подъемом, то срабатывают стержни аварийной защиты, которые могут значительно снизить реактивность аппарата.

Кинетику этого процесса иллюстрирует рис. 16\*, где приведены кривые изменения мощности реактора для двух скоростей поступления воды. По оси абсцисс отложено время, а по оси ординат — мощность аппарата. Из-за поступления воды в графитовую кладку мощность сначала возрастает, а затем падает благодаря действию стержней защиты. На этом же рисунке приведены кривые изменения в этом процессе теплосодержания воды в рабочих каналах.

Из рассмотрения этих кривых следует, что при поступлении воды в графитовую кладку со скоростью 10 л/сек вода в рабочих кана-

\* В английском тексте на рис. 16 ошибочно указана скорость поступления воды в л/сек вместо л/сек

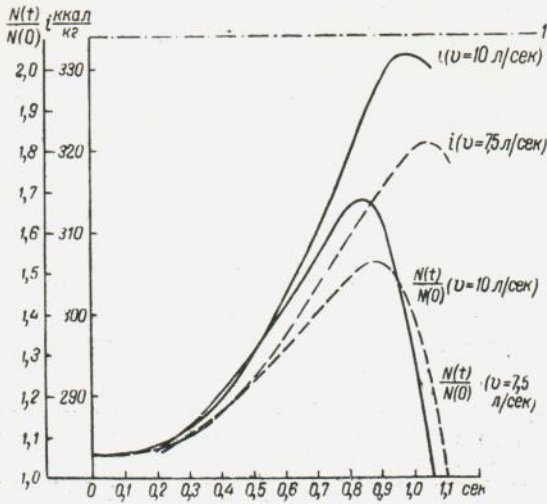


Рис. 16. Изменение мощности реактора ( $N/N_0$ ) и теплосодержания воды ( $i$ ) в рабочих каналах при различных скоростях поступления воды в графитовую кладку реактора.

По оси абсцисс отложено время, по оси ординат — теплосодержание и относительная мощность  $\left(\frac{N(t)}{N(0)}\right)$ . Горизонтальная черта сверху указывает величину теплосодержания насыщения при давлении 100 ат.

лах может закипеть. Однако специальными опытами было показано, что даже при полном разрыве трубки рабочего канала скорость поступления воды в аппарат не превзойдет величины 2 л/сек. Отключающие устройства рабочего канала уменьшают эту величину до 0,1 л/сек.

Расчеты возрастания реактивности были произведены в предположении равномерного размешивания поступающей воды по объему графитовой кладки аппарата. На самом деле следует ожидать, что эффект будет существенно зависеть от места сосредоточения воды. Если избыточная вода сосредоточивается вблизи урана, то изменение реактивности будет больше, чем в случае сосредоточения воды вдали от урана в графите, где оно может быть даже отрицательным. Поэтому приведенные выше расчеты весьма схематизируют действительное протекание явления. В этой связи были поставлены специальные опыты по измерению влияния воды на реактивность аппарата.

Для этого были изготовлены специальный рабочий канал, допускавший заливку в него воды сверх нормально принятого количества, а также чисто водяные каналы (без урана). Наблюдение за работой каналов подтвердило гетерогенный характер действия воды; было выяснено, что теоретические расчеты, основанные на предположении о равномерном размешивании воды, завышают ее влияние.

Хотя в конструкции реактора и предусмотрены меры против возможного заполнения аппарата водой (дренаж и отключающие устройства), все же было важно определить экспериментально возможное возрастание реактивности при заполнении реактора водой. Для этой цели было измерено возрастание реактивности в аппарате без воды при нормальном количестве воды в одном из его рабочих каналов, а затем при избыточном количестве воды в том же канале.

Была определена также зависимость этого эффекта от места канала по радиусу аппарата. Этот же опыт был повторен в аппарате, когда рабочие каналы были залиты нормальным количеством воды.

Экстраполяция этих измерений позволила оценить возрастание реактивности аппарата при затоплении аппарата водой вследствие аварии. Измерения показали, что возможное при этом возрастание реактивности аппарата не превышает 0,02, что всегда может быть перекрыто имеющимся резервом компенсирующих и аварийных стержней.

Приведенное в этом разделе сопоставление расчетных данных и результатов экспериментального изучения аппарата показывает, что расчеты находятся в удовлетворительном согласии с опытом. Поэтому избранные методы расчета могут служить достаточно надежной основой для проектирования более мощных реакторов подобного типа.

#### ОПИСАНИЕ ТЕХНОЛОГИЧЕСКОЙ СХЕМЫ АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

Как уже упоминалось, наиболее характерной чертой технологической схемы станции является наличие двух контуров.

В первичном контуре циркулирует теплоноситель — вода под высоким давлением. Эта вода переносит тепло от реактора к воде вторичного контура, которая превращается в парогенераторах в рабочий пар, идущий к турбине. Весь первичный контур выполнен из нержавеющей стали и размещен за биологической защитой.

Вода первичного контура, нагретая в каналах реактора до температуры 260—270° С, поступает из коллектора (рис. 17) в парогенераторы. Имеется восемь таких парогенераторов, попарно объединенных в защитных камерах (рис. 18). При полной мощности станции работают три пары парогенераторов, четвертая пара находится в резерве. Каждый парогенератор состоит из подогревателя воды, испарителя воды и пароперегревателя. Вода первичного и вторичного контуров движется в парогенераторах по принципу противотока.