

**СОВЕТСКАЯ
АТОМНАЯ
НАУКА
И ТЕХНИКА**

Книга знакомит читателя с современным состоянием атомной науки и техники в СССР. В первой части рассказана история осуществления цепной реакции в нашей стране (создание первого ядерного реактора), подробно описаны реакторы различного назначения, атомные электростанции, ледокол «Ленин». Во второй части книги дано описание советских электронных и протонных ускорителей, а также ускорители многозарядных ионов. Здесь дан обзор современного состояния отечественных работ по физике высоких энергий, отмечается вклад советских ученых в эту область. Большое место уделено достижениям в области синтеза далеких трансурановых элементов. Интерес к этим элементам не только научный. Среди них могут обнаружиться сравнительно долгоживущие изотопы с интересными свойствами, позволяющими использовать их в практических целях. Читатель узнает о поисках путей осуществления медленной регулируемой термоядерной реакции.

На атомных предприятиях технология строится на новейшей научной основе, технологический процесс венчает огромный объем научно-исследовательских работ в области радиохимии, физики и химии металлов, современного приборостроения и т. п. Все эти интересные сведения и приведены в третьей части книги.

В разделе «Ядерные излучения в науке и народном хозяйстве» приведено описание современной техники и приборов, позволяющих применять ядерные излучения в различных отраслях народного хозяйства: в промышленности, медицине, биологии, сельском хозяйстве, где их применение может дать неисчислимые экономические выгоды и принципиально новые результаты.

В книге рассказано о действенных мерах, предпринимаемых для обеспечения безопасности ядерных излучений, о международном сотрудничестве, о борьбе прогрессивных сил мира за мирное использование освобожденной энергии атома, этого величайшего достижения человеческого разума.

**СОВЕТСКАЯ
АТОМНАЯ
НАУКА
И ТЕХНИКА**

50 -летию

ВЕЛИКОЙ

ОКТЯБРЬСКОЙ

СОЦИАЛИСТИЧЕСКОЙ

РЕВОЛЮЦИИ

ПОСВЯЩАЕТСЯ

СОВЕТСКАЯ АТОМНАЯ

РЕДАКЦИОННАЯ КОЛЛЕГИЯ

К. И. Щёлкин — председатель;

А. А. Задикян — заместитель председателя;

И. Д. Морозов — заместитель председателя.

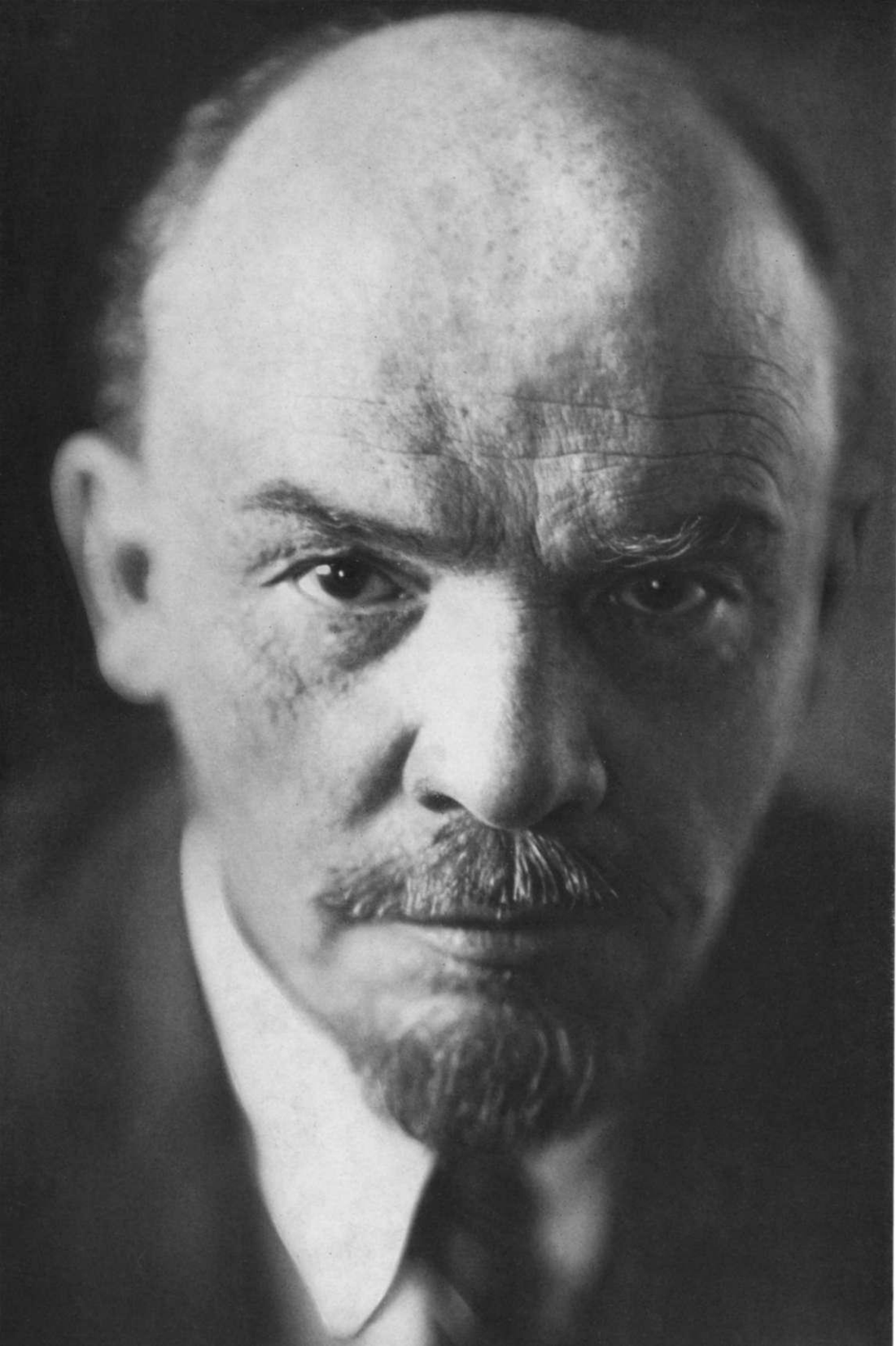
ЧЛЕНЫ КОЛЛЕГИИ:

**А. П. Александров, А. И. Артемов,
А. А. Бочвар, А. П. Виноградов,
И. Н. Головин, Н. А. Доллежалъ,
А. П. Зефирров, Б. С. Кольчев, В. Ф. Ка-
линин, М. Д. Миллиончиков,
Б. С. Поздняков, В. Н. Правецкий,
Н. М. Синев, М. Ф. Швырков,
В. В. Шипов, В. Г. Кузнецов (ответ-
ственный секретарь)**

НАУКА И ТЕХНИКА ●



А Т О М И З Д А Т · М О С К В А · 1 9 6 7



Электрон так же неисчерпаем, как и атом, природа бесконечна, но она бесконечно существует...

В. И. Ленин

ВВЕДЕНИЕ

Революция в естествознании, начавшаяся в конце прошлого столетия рядом крупнейших открытий (открытие радиоактивности, электрона и др.) и продолжающаяся в двадцатом веке, привела к коренной ломке старых представлений о строении вещества, о свойствах материи, к возникновению новых физических теорий, особое место среди которых занимают квантовая механика и специальная теория относительности. Физика проникла далеко внутрь атома. Было открыто атомное ядро, исследовано его строение, изучены свойства.

Практическим результатом революции в физике явилось освоение атомной (ядерной) энергии. Это — величайшее достижение человеческого разума. Трудно предвидеть все его последствия. Можно лишь с уверенностью сказать, что оно будет иметь глубокое влияние на развитие производительных сил.

Известны два способа освобождения атомной (ядерной) энергии — деление тяжелых атомных ядер и синтез легких ядер в более тяжелые. Все ядра состоят из частиц двух видов — нейтронов и протонов, имеющих общее название — нуклоны (ядерные частицы). Количество протонов определяет величину электрического заряда ядра, общее число нуклонов — его массу. Так, ядро обыкновенного (легкого) водорода состоит из одного протона, соответственно заряд его, выраженный в зарядах протона, равен единице, масса его тоже равна массе одного нуклона. Ядро более тяжелого изотопа водорода — дейтерия (дейтрон) — состоит из одного протона и одного нейтрона. Ядро трития — тритон — из одного протона и двух нейтронов. Соответственно масса дейтрона равна двум, тритона — трем. Заряд, разумеется, у всех изотопов водорода одинаков и равен единице. Напомним, заряд протона равен $4,8029 \cdot 10^{-10}$ СГСЭ; он точно равен заряду электрона

и противоположен ему по знаку. Масса протона равна $1,673 \cdot 10^{-24}$ г, нейтрона — $1,675 \cdot 10^{-24}$ г. Нейтрон несколько тяжелее протона. Он нестабилен и распадается с периодом полураспада 11,7 мин на протон, электрон и антинейтрино. Внутри стабильных ядер нейтрон стабилен.

Водород — самый легкий из содержащихся в природе элементов. Самый тяжелый естественный элемент, встречающийся на Земле, — уран. Он содержит 92 протона, его электрический заряд в 92 раза больше заряда протона. Природный уран состоит в основном из смеси двух изотопов — урана-235 (0,714%) и урана-238 (99,28%). В ядре урана-235, как нетрудно подсчитать, 143 нейтрона, в уране-238 их 146.

Полагают, что в земной коре урана содержится $3-4 \cdot 10^{-4}$ вес.%. Находится он главным образом в рассеянном виде. Богатые залежи его сравнительно редки.

Уран радиоактивен, он испускает α -частицы (ядра гелия) с периодом полураспада $5 \cdot 10^9$ лет (уран-238) и $7 \cdot 10^8$ лет (уран-235).

В атомном ядре нуклоны связаны очень сильно. Физики характеризуют связь нуклонов энергией связи. Это такая энергия, которую надо сообщить нуклону (например, нейтрону), чтобы удалить его из ядра. Когда ядро захватывает нуклон, энергия связи выделяется в виде энергии движения нуклонов в нем или энергии колебания ядра как целого. Энергия связи нуклона в ядре урана (порядка 8 Мэв) примерно в миллион раз больше энергии связи электрона в атоме водорода (13,6 эв). Соответственно тепловые эффекты ядерных реакций, определяемых ядерными силами, примерно на шесть порядков (в миллионы раз) больше энергии химических реакций, определяемых энергией связи электрона в электронной оболочке атома.

Энергия связи, освобождающаяся в виде энергии движения нуклонов в ядре или колебания ядра как целого, постепенно излучается ядром (если ядро не делится) в виде γ -квантов. Ядро, теряя энергию, переходит из возбужденного состояния в нормальное. Но излученной энергии γ -квантов соответствует некая масса, равная энергии, деленной на квадрат скорости света. Поэтому масса ядра, поглотившего нейтрон и излучившего энергию связи, оказывается несколько меньше суммы масс двух исходных частиц. Соответственно, когда из нуклонов образуется какое-либо ядро, например ядро урана, его масса становится меньше массы составляющих его нуклонов точно на величину энергии их связи, деленной на квадрат скорости света. Среднюю энергию связи нуклонов в ядре так и определяют: находят массу ядра и вычитают ее из суммы масс нуклонов, из которых составлено это ядро.

Ядерные силы действуют, в отличие от электрических, на исключительно малых расстояниях — порядка 10^{-13} см и меньше. На расстоянии больше 10^{-13} см они резко ослабевают и делаются слабее электрических. По характеру действия ядерные силы — близкодествующие.

Наиболее плотное строение и наибольшую энергию связи нуклонов имеют ядра элементов, находящихся в середине периодической системы элементов Д. И. Менделеева — примерно от кремния до олова. Более легкие ядра, например изотопы водорода, имеют меньшую энергию связи нуклонов. В них мало нуклонов, и ядерные силы, если можно так выразиться, работают не в полную силу. Энергия связи более тяжелых ядер, например ядра урана, тоже меньше, чем энергия связи средних по массе ядер. На энергии связи начинает сказываться электрическое отталкивание между протонами, которых в уране много.

Разделим теперь ядро урана на две части. Оба осколка окажутся ядрами элементов, находящихся в середине таблицы. Нуклоны в каждом из них имеют энергию связи большую, чем в ядре урана, из которого они произошли. Суммарная энергия связи нуклонов стала больше, чем она была в уране. В процессе деления, следовательно, освобождается энергия, приблизительно равная

разнице между энергией связи нуклонов в уране и энергией их связи во всех осколках. Эта энергия равна примерно 200 Мэв на акт деления, причем около 165 Мэв высвобождается в виде кинетической энергии осколков, а остальная часть выделяется при радиоактивном распаде осколков, идущем в несколько ступеней и сравнительно долго. Расщепление 1 кг урана, если воспользоваться более наглядными единицами, сопровождается выделением энергии, равной энергии взрыва $20\,000 \text{ т}$ тротила, или энергии сгорания 2000 т бензина. Таковы величина и природа энергии деления.

Соединяя два легких ядра в одно, получают ядро с более прочно связанными нуклонами. Выделившаяся за счет этого энергия представляет собою энергию ядерного синтеза. Наиболее выгодны для ядерного синтеза тяжелые изотопы водорода — дейтерий и тритий, поскольку ядро водорода имеет наименьший электрический заряд, и для сближения двух ядер приходится преодолевать наименьшее электростатическое отталкивание (наименьший кулоновский барьер). Но даже в этом случае ядрам приходится сообщать относительно энергию порядка десятков килоэлектронвольт. Эта энергия, если ее вычислять по классическим законам, была бы порядка 1 Мэв . Но ядерные частицы подчиняются законам квантовой механики, и так называемый туннельный эффект позволяет получить заметную реакцию синтеза уже при энергиях порядка десятков килоэлектронвольт.

Кинетическую энергию, необходимую для слияния ядер (преодоления кулоновского барьера), сообщают веществу, нагревая его до высокой температуры. Поэтому такие реакции ядерного синтеза называют термоядерными.

Два дейтрона, соединяясь в термоядерной реакции, в половине случаев образуют ядро гелия-3 и нейтрон. При этом выделяется $3,28 \text{ Мэв}$ энергии, из которых $2,45 \text{ Мэв}$ несет нейтрон. В другой половине случаев два дейтрона образуют протон и тритон. Из 4 Мэв выделившейся при этом энергии 3 Мэв уносит протон. Соединение тритона с дейтроном приводит к образованию ядра гелия-4 и нейтрона. Из $17,6 \text{ Мэв}$, освобождающихся при этой реакции, $14,1 \text{ Мэв}$ получает нейтрон. Образующийся в первой реакции гелий-3 — тоже хорошее термоядерное горючее.

До сих пор шла речь об энергетической стороне ядерных реакций деления и синтеза.

Практическая возможность высвобождения атомной энергии стала ясной после открытия в 1939 г. реакции деления урана под действием нейтронов. Подробные исследования этого явления показали, что уран-235 делится нейтронами любых энергий, лучше всего (с наибольшей вероятностью — наибольшим сечением) нейтронами тепловыми, т. е. такими, энергия которых равна тепловой энергии атомов той среды, в которой они находятся. Но уран-238 медленными нейтронами не делится, для его деления энергия нейтрона должна быть не менее $0,5 \text{ Мэв}$.

Физическая суть цепной реакции деления очень проста. При делении урана, как выяснилось, помимо двух осколков испускается еще 2—3 нейтрона. Освобождаясь в акте реакции деления, эти нейтроны, в свою очередь, делят два или три новых ядра урана. При делении каждого из ядер также выделяется по 2—3 нейтрона и т. д. Реакция лавинообразно ускоряется.

Этим явлением можно воспользоваться как для получения цепного ядерного взрыва, так и для стационарной регулируемой ядерной реакции. При этом всегда существуют потери нейтронов. Когда выделение нейтронов сравнивается с их потерями, устанавливается стационарная цепная реакция. В действительности, конечно, потери стараются сделать возможно меньшими, а нейтроны (часть их) используют для получения искусственных радиоактивных изотопов, необходимых промышленности и медицине, а также искусственного элемента — плутония-239. Устройства, в которых получается регулируемая ядерная реакция деления, называют ядерными реакторами.

Для осуществления цепной ядерной реакции прежде всего необходимо, чтобы нейтроны, рождающиеся при делении, не гибли напрасно. А возможностей напрасной их гибели оказалось множество. Выяснилось, что незначительные примеси некоторых элементов, например бора, кадмия и других, очень охотно поглощают нейтроны. Пришлось разрабатывать способы очистки урана и других материалов, применяющихся в конструкции ядерного реактора, от ничтожных примесей. Необходимы были средства контроля чистоты материалов. Химические способы анализа оказались очень грубыми и по точности совершенно непригодными. Были разработаны физические способы контроля чистоты и соответствующая аппаратура.

Реакторы, за малым исключением, содержат уран-238 или в природной смеси с ураном-235, или с обогащенным количеством урана-235. Уран-238, делящийся при энергии нейтронов 0,5 Мэв и выше, при более низких энергиях захватывает нейтроны и этим тормозит цепную реакцию деления урана-235. Особенно велико поглощение нейтронов ураном-238 при энергии нейтронов, лежащей в сравнительно узких интервалах вблизи 6,7; 21; 37; 66 эв и др. Это так называемое резонансное поглощение. Таких полос поглощения, если рассматривать весь энергетический спектр нейтронов, обнаружено несколько сот. Наибольшая интенсивность поглощения наблюдается при низких энергиях.

Резонансное поглощение вызвало большие трудности в создании реактора. Стремясь максимально использовать нейтроны для деления урана-235, их замедляют до тепловых скоростей. Для этого в реактор помещают замедлитель — графит или тяжелую воду, — соударяясь с ядрами которого, нейтроны постепенно теряют скорость. Но при этом они последовательно приобретают различные энергии, лежащие между энергией деления (в среднем около 2 Мэв) и тепловой, в том числе и энергии резонансного поглощения, при которых захватываются ураном-238.

Еще при создании первого советского реактора был найден способ преодоления этой трудности. Для этого разделили в пространстве уран и замедлитель (гетерогенный реактор), разместив блоки урана в пространственной решетке среди блоков графита. Кстати, это очень удобно в конструктивном отношении. При таком построении активной зоны реактора нейтроны, замедляясь в графите, оказываются изолированными от урана. С ураном встречаются нейтроны не с резонансными энергиями, а только тепловые, которые диффундируют от одного уранового блока решетки к другому или возвращаются назад.

После 1955 г., когда в печати появились сведения о реакторостроении и стало возможным сравнивать работы СССР и США в этой области, выяснилось, что представления о физике гетерогенных реакторов в СССР и США весьма близки.

Для осуществления цепной ядерной реакции, кроме максимального снижения потерь нейтронов, необходимо выполнение и других условий. Способность системы к цепной реакции характеризуется коэффициентом размножения. Для очень большой системы (бесконечной), которую нейтроны не покидают, вводят коэффициент размножения на бесконечности

$$k_{\infty} = \nu \varphi \theta.$$

Здесь ν — число нейтронов, рождающихся в акте деления; φ — вероятность замедления нейтрона до тепловой скорости (вероятность избежать резонансного поглощения ураном-238 и примесями); θ — вероятность деления урана замедленным нейтроном (вероятность избежать поглощения теплового нейтрона другими ядрами). Эта формула и связанные с ней понятия были введены в науку советскими учеными.

Практически система не бесконечна, некоторое количество нейтронов всегда покидает реактор и теряется для цепной реакции. Чтобы уменьшить

этот эффект, реактор окружают материалом, содержащим легкие ядра и представляющим большое диффузионное сопротивление движению нейтронов. Но тем не менее потери существуют. Поэтому для осуществления цепной реакции (достижения критических условий, при которых $k_{\infty} = k_{кр}$) необходимо, чтобы выполнялось условие

$$k_{\infty} > 1,$$

причем коэффициент размножения должен быть тем больше, чем больше нейтронов уходит из реактора через его оболочку.

В реакторе обычно получают плутоний и изотопы или используют нейтроны для исследований. Для этого необходимы свободные нейтроны, нужен их запас сверх идущих на поддержание цепной реакции на заданном уровне. Возможности использования нейтронов, их запас определяются реактивностью реактора. Реактивность, таким образом, есть относительное количество свободных нейтронов сверх затрачиваемых на цепной процесс. Для реактора, промышленного или исследовательского, необходимо, следовательно, чтобы коэффициент размножения был больше критического

$$k_{\infty} > k_{кр}.$$

Некоторый запас реактивности должен быть и для обеспечения устойчивой работы реактора и компенсации эффектов, случайно изменяющих коэффициент размножения.

Если в данный момент в реакторе нейтроны не используются, то реактивность гасят поглотителем нейтронов. В противном случае цепная реакция разовьется до недопустимого уровня, реактор перегреется и может разрушиться. Поглотители служат также для остановки процесса и регулирования мощности реактора. Они представляют собою стержни, содержащие кадмий, бор — вещества, сильно поглощающие нейтроны. Для остановки реактора или уменьшения его мощности стержни погружают в активную зону реактора. Регулирование очень упрощается тем, что при делении около 1% нейтронов высвобождаются с запаздыванием примерно в 1 сек и более.

Здесь даны лишь основные физические представления о цепной ядерной реакции деления. В действительности процесс значительно сложнее, имеется много превосходящих обстоятельств, существенно влияющих на процесс. Проектирование реакторов, их теория и расчет выросли сейчас в большую сложную отрасль науки и техники. Теория реакторов основана на новейших математических методах, в расчете используются современные электронные вычислительные машины.

Примером фактора, который приходится учитывать в теории и практике реакторостроения, служит отравление реактора ксеноном-135. Среди осколков деления урана появляется около 5% йода-135, который с периодом полураспада 6,7 ч превращается, испуская электрон, в ксенон-135, очень хорошо захватывающий нейтроны. Ксенон при этом гибнет. Но он может, если нейтронов нет, превращаться с периодом полураспада 9,2 ч, испуская электрон, в цезий-135, не опасный для нейтронов.

В работающем реакторе ксенон-135 захватывает нейтроны и уменьшает реактивность реактора. Количество захватов растет по мере увеличения потока нейтронов, пока не достигает, при плотности порядка 10^{13} нейтрон/(см²·сек), постоянной величины. Но ксенон не только понижает реактивность реактора. Представим себе реактор, работающий при большой плотности нейтронов. Весь ксенон-135 при этом уничтожается в результате захвата нейтронов. Остановим реактор — ксенон перестанет расходоваться в реакции с нейтронами и начнет накапливаться вследствие продолжающегося распада йода-135. После остановки реактора для его пуска, следовательно, нужна увеличенная реактивность. Ксенон-135 отравляет реактор, приходится откладывать пуск реак-

тора и ждать, пока ксенон-135 и йод-135 распадутся естественным путем. Реактор с большим потоком нейтронов приходится останавливать на время порядка суток. Это явление называют «йодной ямой».

В действующих реакторах, как уже говорилось, получают плутоний-239 в результате захвата ураном-238 нейтрона и двукратного β -распада полученного ядра. Плутоний-239 — радиоактивный элемент, испускающий с периодом полураспада $2,4 \cdot 10^4$ лет α -частицы. В природе поэтому его нет. Плутоний делится, как и уран-235, нейтронами всех энергий, испуская в среднем несколько больше нейтронов, чем уран-235. Поэтому для развития цепной реакции, при прочих равных условиях, требуется меньшая масса активного вещества. Плутоний-239 — хороший взрывчатый материал для атомного оружия и отличное горючее для реакторов на быстрых нейтронах.

Третьим, после урана-235 и плутония-239, видом ядерного горючего, имеющим свойства, близкие к плутонию, является уран-233. В природном уране его нет, получается он в ядерном реакторе в результате облучения тория-232 нейтронами. Поглощая нейтрон и испуская последовательно два электрона, торий превращается в уран-233.

Таким образом, основным ядерным горючим для реакторов, делящимся как на быстрых, так и на медленных нейтронах, является уран-235. Плутоний и уран-233 получают при сжигании урана-235 и использовании получающихся при делении нейтронов. Что касается урана-238, то он применяется как вспомогательный делящийся материал для получения плутония в реакторе. Но на эти цели расходуется ничтожная часть урана-238, основная же его масса, после выжигания в реакторе урана-235 или отделения урана-235 из естественной смеси на специальных заводах, идет в отвал. Напомним, что в естественном уране содержится 99,28% урана-238.

Пока нет недостатка в уране-235, но тем не менее ученые уже сейчас изучают возможность экономически целесообразного расширенного воспроизводства ядерного горючего. Идея состоит в том, чтобы в реакторах, пользуясь тем, что при делении высвобождается больше нейтронов, чем затрачивается, производить большее количество активного материала — плутония или урана-233, чем сжигать. Расчеты и эксперименты советских ученых показывают, что расширенное воспроизводство ядерного горючего может быть выгодным в реакторах, работающих на быстрых нейтронах и использующих в качестве горючего плутоний-239 (такие реакторы за рубежом называют бридерами).

Эта книга написана с целью ознакомления советского читателя с современным состоянием атомной науки и техники в СССР. Описать современное состояние атомной науки сколько-нибудь подробно в одной книге совершенно невозможно. Только библиография в этой области заняла бы много томов. Однако нет необходимости следовать за сложнейшими поворотами теоретической мысли или вникать в построение тончайших экспериментов, чтобы убедиться в плодотворности и практических результатах работы советских ученых-атомников. Результаты усилий ученых воплотились в атомных заводах, кораблях, электростанциях, в «ядерной броне», прикрывающей завоевания Октябрьской революции. В этой книге поэтому главным образом и прежде всего описываются осязаемые плоды советской атомной науки и техники.

В первой части, «Ядерные реакторы. Атомная энергетика», читатель познакомится с историей осуществления цепной ядерной реакции в СССР (создание первого ядерного реактора), с подробным описанием реакторов различного назначения, атомных электростанций, ледокола «Ленин».

В строительстве атомных реакторов Советский Союз имеет большие достижения. Начав позже США (первый реактор в СССР был пущен через четыре года после пуска первого реактора в США), Советский Союз быстро набрал темпы и по срокам ввода во многих случаях идет впереди. Первая в мире

атомная электростанция и первый корабль с атомными силовыми установками — ледокол «Ленин» — созданы в СССР.

Во второй части, «Фундаментальные исследования», читатель найдет описание советских электронных и протонных ускорителей и ускорителя многозарядных ионов. В постройке протонных ускорителей СССР и США периодически опережают друг друга. В 1950 г., вскоре после пуска синхроциклотрона (1949 г.), на нем были получены протоны с энергией 480 Мэв, а после реконструкции в 1953 г. — 680 Мэв, и первенство перешло к Советскому Союзу. По силе тока советский синхроциклотрон и сейчас остается самым мощным ускорителем в мире. Однако по энергии протонов первенство, после постройки в 1952 г. космотрона на 3 Гэв и в 1954 г. беватрона на 6,2 Гэв, перешло к США. В 1957 г. в Дубне был введен в строй синхрофазотрон на энергию частиц 10 Гэв, и СССР снова вышел вперед. Но с пуском в ЦЕРНе (Женева) в 1959 г. синхрофазотрона с жесткой фокусировкой на 28 Гэв и в США (Брукхейвен) в 1960 г. аналогичной машины на 33 Гэв СССР опять уступил первенство. Сейчас в Советском Союзе, в Серпухове, сооружается протонный ускоритель на 70 Гэв, и первенство опять возвращается к нам.

Для исследования атомного ядра и взаимодействий между нуклонами и другими ядерными частицами (сильные взаимодействия) физики направляют на ядро, на нуклоны, пучки сильно взаимодействующих частиц — протоны, нейтроны, π - и K -мезоны и т. п. Таким образом по рассеянию частиц удастся исследовать характер ядерных сил, их величину, зависимость от различных свойств ядерных частиц и т. п. Однако при энергии падающих частиц порядка 300 Мэв и выше картина взаимодействия частицы с ядром или нуклоном резко изменяется, в столкновениях рождаются новые сильно взаимодействующие частицы, тем более тяжелые, чем выше относительная энергия сталкивающихся частиц. Поэтому физику ядерных взаимодействий при энергиях ниже 300 Мэв называют ядерной физикой; физику высоких энергий, превышающих 300 Мэв, называют физикой элементарных частиц, или собственно физикой высоких энергий.

Во второй части книги дан также обзор современного состояния советских работ по физике высоких энергий. Надо отметить теоретический вклад советских ученых в эту область. Советские физики-теоретики высказали ряд фундаментальных идей, например идею о существовании двух типов нейтрино, блестяще оправдавшуюся на опытах, проведенных в ЦЕРНе и Брукхейвене.

Физика элементарных частиц (физика сильных, слабых и электромагнитных взаимодействий), развитие теории в этой области имеет принципиальное значение для науки вообще и для формирования марксистского диалектического мировоззрения. Физика высоких энергий может привести и к открытиям большого практического значения. Наука, познающая самые большие силы природы, самые глубокие свойства материи, имеющая дело с самыми малыми пространственно-временными масштабами, может привести к революционным открытиям.

Эта часть книги содержит обзор советских работ по синтезу далеких трансурановых элементов. Создав плутоний, человечество продолжило периодическую систему элементов Д. И. Менделеева на два номера и получило новый, не существующий в природе элемент, практическое значение которого неопределимо. Впоследствии в США было синтезировано еще несколько трансурановых элементов, и таблица Менделеева продолжена до 101-го элемента. Благодаря удачно выбранному направлению, в СССР был построен ускоритель многозарядных ионов, на котором впервые синтезированы и исследованы 102-й и 104-й элементы. Это самые далекие из искусственных элементов, поэтому достижение советских физиков следует считать очень крупным. В 1967 г. за эту работу Г. Н. Флеров, В. А. Друин, Иво Звара и С. М. Поликанов удостоены Ленинской премии.

Интерес к далеким трансурановым элементам не только научный. Среди них могут обнаружиться сравнительно долгоживущие изотопы с интересными свойствами, позволяющими использовать их в практических целях.

Во второй части книги приведен также обзор советских работ в области поисков путей осуществления медленной регулируемой термоядерной реакции. Сейчас над этой проблемой работают физики более 20 стран, и советские исследования наряду с работами США занимают в этой области ведущее место. Когда удастся получить управляемую термоядерную реакцию, человечество получит в свое распоряжение неисчерпаемый источник энергии. Производство тепловой и электрической энергии тогда не будет ограничено запасами топлива.

В целом вторая часть книги посвящена фундаментальным исследованиям в области физики высоких энергий, трансурановых элементов и плазмы, представляющим собою передний край ядерной науки, наиболее принципиальные ее разделы. Что касается собственно ядерной физики, то редакционная коллегия решила не помещать обзора ее развития. Эта наука, как уже говорилось, представлена реально, она уже дала жизнь новым отраслям техники. Объем научно-исследовательских работ в этой области необъятен, пусть читатель судит о нем по материальным результатам.

В современной атомной науке и технике, как и вообще в других новых областях (полупроводники, квантовая электроника и т. п.), технология имеет фундаментальное значение, она определяет саму возможность существования производства. На атомных предприятиях технология строится на новейшей научной основе, и технологический процесс венчает огромный объем научно-исследовательских работ в области радиохимии, физики и химии металлов, современного приборостроения и т. п. Все эти интересные сведения об основах технологии атомной промышленности и приведены в третьей части книги.

В четвертой части, «Ядерные излучения в науке и народном хозяйстве», невозможно было более или менее полно представить все области применения ядерных излучений. В ней приводится описание соответствующей техники и приборов, выпускаемых промышленностью и позволяющих применять ядерные излучения в машиностроении, нефтяной промышленности, химии и других областях техники и науки. Что касается конкретных применений и результатов, редакция ограничилась материалом о применении радиоактивных излучений в медицине, биологии и сельском хозяйстве — областях науки и производства, имеющих дело с живыми организмами и растениями, — где их применение может дать неисчислимые экономические выгоды и принципиально новые результаты.

Пятая часть, «Радиационная безопасность», как надеется редакционная коллегия, поможет преодолеть бытующее заблуждение об опасности для населения атомных объектов. Хорошо известно мощное поражающее, в том числе и радиационное, действие атомного оружия. Известно также вредное воздействие на живой организм больших доз радиоактивных излучений. Поэтому существует еще мнение об опасности для населения соседства с атомными электростанциями, заводами, кораблями, научными центрами и т. п. В действительности, как показано в пятой части, эти объекты никакой опасности для населения не представляют. Советскими специалистами разработана система мер для устранения возможности выхода ядерных излучений из реакторов и других установок наружу.

В результате испытаний ядерного оружия в воздухе, воде и космосе, как известно, уровень радиоактивности на Земле возрос. Имели место радиоактивные выпадения, связанные с атмосферными осадками. После подписания Московского соглашения о запрещении испытания ядерного оружия в трех средах (1963 г.) уровень радиоактивности на Земле стал резко понижаться.

В пятой части книги описываются меры, обеспечивающие радиоактивную безопасность для населения и работников атомных объектов.

Раздел «Международное сотрудничество» не требует особых пояснений.

В книге читатель встретит фамилии некоторых ученых, участвовавших в создании атомной техники и развитии атомной науки. Но читатель должен постоянно иметь в виду, что здесь названы фамилии далеко не всех товарищей, внесших фундаментальный вклад в атомную науку и технику.

Овладение атомной энергией для мирных целей и обороны страны было великим подвигом советских ученых и всего советского народа. Советские люди совершили этот подвиг во время Великой Отечественной войны и первых лет восстановления народного хозяйства, понесшего огромные потери в войне. Овладение атомной энергией, превращение Советского Союза в великую ядерную державу ярко выражают неисчислимые возможности советского государственного строя, неисчерпаемую энергию советских людей, их огромный талант, энтузиазм и самоотверженность.

Мощная капиталистическая страна — США, не испытывавшая материальных и людских потерь, сколько-нибудь сравнимых с потерями Советского Союза, решая атомную проблему, импортировала выдающихся ученых из Англии, Германии, Италии, Венгрии, Дании и других стран. Советский Союз решил эту проблему своими силами. При этом дала плоды традиционная политика всемерной поддержки фундаментальных (так называемых «чистых») наук, начатая еще Лениным в годы гражданской войны и неуклонно проводимая Коммунистической партией и Советским правительством. В результате этой политики к началу работ над атомной проблемой в СССР существовала разветвленная сеть первоклассных физических научно-исследовательских институтов, широко включившихся в работы по проблеме и давших основные ведущие кадры новым физическим центрам. Особенно большие заслуги в развитии ядерной физики в СССР в довоенные годы и в подготовке кадров высокой квалификации в этой области принадлежат Ленинградскому физико-техническому институту и его директору академику А. Ф. Иоффе.

Для освоения атомной энергии необходим был еще огромный промышленный потенциал. Советская промышленность оказалась способной в кратчайший срок создать ряд новых, чрезвычайно сложных и квалифицированных производств, составляющих сейчас атомную индустрию. Здесь принесла плоды политика индустриализации нашей страны, проводимая Коммунистической партией, а также преимущества планового хозяйства, способного сконцентрировать огромные материальные и людские ресурсы на главных направлениях развития современной техники.

Научная и техническая политика Коммунистической партии, обеспечившая освоение атомной энергии в Советском Союзе, создает благоприятные перспективы для дальнейшего движения вперед в этой области.

Редакционная коллегия надеется, что советский читатель почерпнет из этой книги достаточно ясные представления об уровне развития атомной науки и техники в Советском Союзе.

Коллегия выражает благодарность всем авторам, принявшим участие в написании этого труда.



ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ АТОМНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

ПЕРВЫЙ СОВЕТСКИЙ АТОМНЫЙ РЕАКТОР

И. С. ПАНАСЮК

С ЧЕГО МЫ НАЧИНАЛИ...

С начала 1939 г. по июнь 1941 г. в Лаборатории атомного ядра Ленинградского физико-технического института АН СССР и в Институте химической физики АН СССР интенсивно велись экспериментальные и теоретические исследования возможности осуществления цепной ядерной реакции. В то время было открыто самопроизвольное деление ядер урана (Г. Н. Флеровым и К. А. Петржаком).

В 1940 г. Президиум Академии наук СССР рассмотрел план работ по цепным ядерным реакциям в физических институтах Советского Союза. Война прервала его исполнение. Однако уже в конце 1942 г. исследования возобновились. И. В. Курчатову правительство поручило возглавить первый атомный научный центр и все работы по атомной проблеме.

Цепную реакцию деления ядра, как известно, вызывает нейтрон. Свободно проникая в ядро урана, он приводит к его распаду, сопровождающемуся выделением огромного количества энергии и испусканием некоторого числа нейтронов. Как показали измерения, испускается около 2—3 нейтронов на акт деления. Нейтроны деления урана имеют среднюю энергию 2,0 Мэв. Однако сечение деления изотопа урана-235, которого в природном уране содержится 0,714%, увеличивается по мере уменьшения энергии нейтрона и имеет наибольшее значение при энергии нейтрона, соответствующей энергии теплового движения атомов. (Под сечением в ядерной физике понимается мера вероятности взаимодействия нейтрона с ядром.) Следовательно, нейтроны в реакторной системе полезно замедлять. Этого можно добиться, перемежая уран с легким веществом—замедлителем, не поглощающим нейтроны. При многократном соударении с атомами этого вещества нейтроны теряют энергию. В качестве замедлителя при строительстве первого реактора был выбран графит.

Ядра изотопа урана-238, составляющего основную массу урана, делятся нейтронами с малым сечением, если энергия их превышает примерно один мегаэлектронвольт (порог деления). В подавляющем большинстве случаев уран-238 захватывает нейтроны и, испуская затем две β -частицы, превращается в искусственный элемент — плутоний-239. Особенно сильно уран-238 захватывает нейтроны, когда их энергия приближается к $100 \div 7$ эв (резонансное поглощение). Уран-238, таким образом, значительно ограничивает развитие цепной реакции деления. Нейтроны захватываются не только ураном-238, но и различными примесями. Заводское приготовление физически чистых урана и графита для реакторостроения составило очень сложную техническую задачу, решенную советской промышленностью.

В системе возникнет саморазвивающаяся цепная реакция деления, когда в ней вместо одного теплового нейтрона, затраченного на деление урана-235, останется в результате реакции и после всех потерь больше одного теплового нейтрона, способного делить уран-235, т. е. когда эффективный коэффициент размножения системы ($ЭКР$) будет больше единицы.

Пренебрегая нейтронами, вылетающими наружу из системы, говорят о коэффициенте размножения бесконечной системы (KP), который равен

$$k_{\infty} = \nu \varphi \theta. \quad (1)$$

Здесь ν — число быстрых нейтронов, возникающих в уране при поглощении одного теплового нейтрона; φ — доля быстрых нейтронов, избежавших резонансного захвата ядрами урана-238 и замедлившихся до тепловых скоростей; θ — доля тепловых нейтронов, поглощаемых в уране.

Формула (1) не учитывает нейтронов, покидающих систему. Поэтому условие $k_{\infty} > 1$ необходимо, но недостаточно для осуществления цепной реакции. Вычитая из k_{∞} долю тепловых нейтронов, вылетающих из системы, получают эффективный коэффициент размножения системы ($ЭКР$). Когда $ЭКР$ больше единицы, цепная реакция ускоряется, если меньше — она затухает. Все усилия физиков сводятся к тому, чтобы получить максимально возможные KP и $ЭКР$. В частности, для снижения потерь нейтронов реактор окружают отражателем нейтронов — слоем легкого вещества, не поглощающего нейтроны. Эта оболочка оказывает нейтронам диффузионное сопротивление, «запутывает» их и мешает им вылетать из реактора.

Очень сильным фактором, уменьшающим KP и $ЭКР$ системы, оказывается резонансное поглощение нейтронов ураном-238. Дело в том, что, постепенно замедляясь, нейтроны неизбежно достигают резонансной энергии и поглощаются ураном-238. Эту трудность физики преодолели следующим образом. Они не помещают уран в те места реактора, где энергия нейтронов достигает резонансного значения. Для этого уран размещают отдельными блоками среди блоков графита в пространственной решетке. Вылетев из блока, нейтрон замедляется в графите. Когда он, продиффундировав до соседнего блока или возвратившись назад, вновь встретится с ураном, энергия его уже понизится до тепловой; опасную резонансную энергию нейтрон имеет там, где нет урана.

Сосредоточение урана в отдельных блоках имеет еще одно преимущество перед равномерным распределением его по реактору. Нейтроны, родившиеся в блоках, до выхода в замедлитель с заметной вероятностью делят ядра урана-238, поскольку часть из них имеет энергию, превышающую порог деления. При равномерном смещении урана с графитом такой эффект отсутствует.

Существование умножения на быстрых нейтронах в блоках впервые была отмечена Г. Н. Флеровым.

Перед учеными-физиками встала грандиозная проблема — осуществить управляемую цепную ядерную реакцию. Ее невозможно было решить теоретически, создав сначала строгую количественную теорию реактора, а потом, воспользовавшись теорией, построить его. Невозможно было в такой сложной

работе идти и чисто эмпирическим путем. Большая заслуга И. В. Курчатова как организатора и научного руководителя атомной проблемы состояла в том, что он выбрал правильную тактику: сочетание качественной теории реактора с непрерывно проверяемым на эксперименте точным количественным описанием отдельных процессов в нем. По мере накопления экспериментальных и теоретических данных качественная теория реактора последовательно усвершенствовалась и к тому моменту, когда приступили к его постройке, достигла уже известного совершенства.

В результате работ по созданию первого ядерного реактора Советский Союз не только осуществил цепную ядерную реакцию, но и получил достаточный теоретический, экспериментальный и методический материал, обеспечивший строительство и пуск промышленных реакторов для получения плутония и электроэнергии.

Экспериментальные работы, о которых будет здесь рассказано, сводились к определению ядерно-физических констант промышленных образцов урана и графита, необходимых для расчета реактора, проведению физических испытаний всех партий урана и графита, определению *ЭКР* на реальных сборках из урана и графита, определению оптимальных размеров уран-графитовой решетки и, конечно, к разработке конструкции и постройке самого реактора и всей аппаратуры, необходимой для его эксплуатации.

В экспериментах, проведенных лично И. В. Курчатовым и небольшой группой его помощников, ярко проявился его талант физика-экспериментатора.

ПРЕДВАРИТЕЛЬНЫЕ ЭКСПЕРИМЕНТЫ

Исходные данные (сечения и др.), необходимые для разработки реактора, получали с помощью так называемых экспоненциальных опытов с большими призмами (сечением примерно 1×1 м, длиной 2 м и более) из графита или графита с блоками урана (решетка). Строили точную теорию замедления нейтронов от различных их источников. Затем измеряли плотность нейтронов в разных местах призмы. Сравнивая измеренные данные с расчетными, определяли величины, характеризующие замедление нейтронов. Аналогичным образом сравнение точной теории диффузии тепловых нейтронов с учетом их поглощения с экспериментом давало возможность определить сечения поглощения медленных нейтронов.

Название «экспоненциальные опыты» произошло от того, что при замедлении и диффузии нейтронов от источника основным объектом измерения в опыте была экспоненциально убывающая по оси призмы плотность нейтронов (определялись так называемые диффузионная длина, среднеквадратичная длина замедления и др.). Экспоненциальные опыты проводились и с призмами, выложенными из различных уран-графитовых решеток.

Были выполнены десятки экспериментов, прежде чем удалось получить исходные данные, необходимые для работы с реактором. Экспоненциальные опыты, требовавшие большого экспериментального мастерства и строгого расчета замедления, диффузии нейтронов и ряда других процессов, весьма существенно стимулировали создание количественной теории реактора.

Расчеты диффузии и замедления нейтронов от точечного источника в графитовой и уран-графитовой средах обнаружили необходимость создания установки для экспериментального исследования этих явлений. Надо было разработать высокочувствительный датчик тепловых нейтронов в виде импульсной ионизационной камеры, наполненной газом BF_3 . Задача создания такого индикатора была успешно решена к моменту окончания разработки и сборки радиотехнических и электрических узлов всего измерительного устройства (вторая половина 1943 г.).



Эта довольно сложная, но весьма стабильная установка использовалась не только во всех описанных здесь экспериментальных исследованиях, но и в пуске самого реактора.

Одновременно с разработкой установки велись подготовительные работы для измерений с ее помощью.

Надо было ответить на вопрос: не отличаются ли существенно спектры тепловых нейтронов в графите и в воде, если в этих средах размещены одинаковые источники быстрых нейтронов? Для экспериментального ответа на этот и на множество других вопросов прежде всего была собрана первая установка (рис. 1), состоявшая из длинной, тонкой, облицованной изнутри листовым кадмием стальной трубы («нейтронной пушки»), в которую можно было поочередно вставлять мишени (из серебряной фольги, урана, графита и др.), отражатель из трубки с водой или из графитового цилиндрика и BF_3 -камеру с выносным каскадом. Трубу вместе с содержимым вставляли в куб с водой или в графитовый куб (первый имел размеры $60 \times 60 \times 60$, а второй — $90 \times 90 \times 90$ см). В центре куба устанавливали $\text{Ra} - \alpha - \text{Be}$ -источник нейтронов. Установка размещалась в палатке (рис. 2).

В результате опытов на этой установке было доказано, что эффективные сечения поглощения медленных нейтронов при графитовом замедлителе практически весьма мало отличаются от ранее измеренных другими авторами

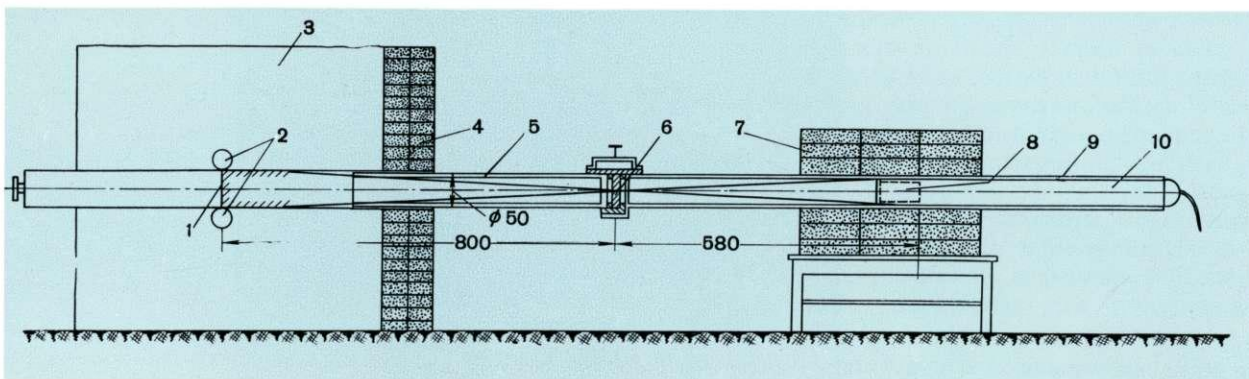


Рис. 1. Схема нейтронной «пушки» с пучком тепловых и быстрых нейтронов из графитового или водяного замедлителя:

1 — поверхность отражателя; 2 — Ra- α -Be-источники нейтронов (700 и 200 мкюри); 3 — вода (600 \times 600 \times 600 мм) или графит (900 \times 900 \times 900 мм); 4, 7 — защита из карбида бора; 5 — кадмиевая облицовка; 6 — мишень (образец); 8 — BF₃-камера; 9 — стальная труба; 10 — дюралевая труба.

при работе со спектрами медленных нейтронов в водяном или парафиновом замедлителе.

В то время сведения о величине полного эффективного сечения σ_t взаимодействия тепловых нейтронов с ядрами урана и графита были довольно противоречивыми.

Все это потребовало произвести тщательное измерение σ_t в «нейтронных пушках» для самых разнообразных образцов графита и урана как имевшихся в СССР до войны, так и поступающих в лабораторию из рождавшейся в те годы урановой и графитовой промышленности Советского Союза.

На основании результатов проведенных измерений и тщательного анализа были приняты следующие значения сечений взаимодействия тепловых нейтронов в среде с графитом и естественным ураном: общее сечение взаимодействия урана $\sigma_t = 15,78 \pm 0,44$ барн; сечение захвата урана $\sigma_c = 5,9 \pm 1$ барн; сечение деления урана $\sigma_f = 2 \div 3$ барн; сечение рассеяния урана $\sigma_s = 12 \pm 3$ барн; общее сечение взаимодействия углерода $\sigma_t = 4,81 \pm 0,15$ барн.

Конечно, с современной точки зрения такого рода точность численных значений ядерных констант не выдерживает критики, но в то время и в тех условиях ничего лучшего нельзя было обеспечить.

Не менее важной задачей было экспериментальное исследование замедления и диффузии нейтронов в графите.

На рис. 3 представлена схема экспериментальной установки, с помощью которой были исследованы не только замедление и диффузия нейтронов в графите, но и различного рода уран-графитовые решетки и найдена при этом среди них оптимальная.

Измерения велись круглосуточно и в течение всего года, поэтому в палатке пришлось сделать землянку, в которой свободно мог сидеть один измеритель и где размещался выносной пульт управления установкой.

Сравнивая результаты измерений плотности нейтронов (с энергией более 0,4 эв) с теорией, получили численные значения среднеквадратичной длины свободного пробега, среднеквадратичного смещения до момента перехода нейтрона в группу медленных нейтронов, усредненный коэффициент диффузии, усредненное эффективное сечение рассеяния и другие важные характеристики.

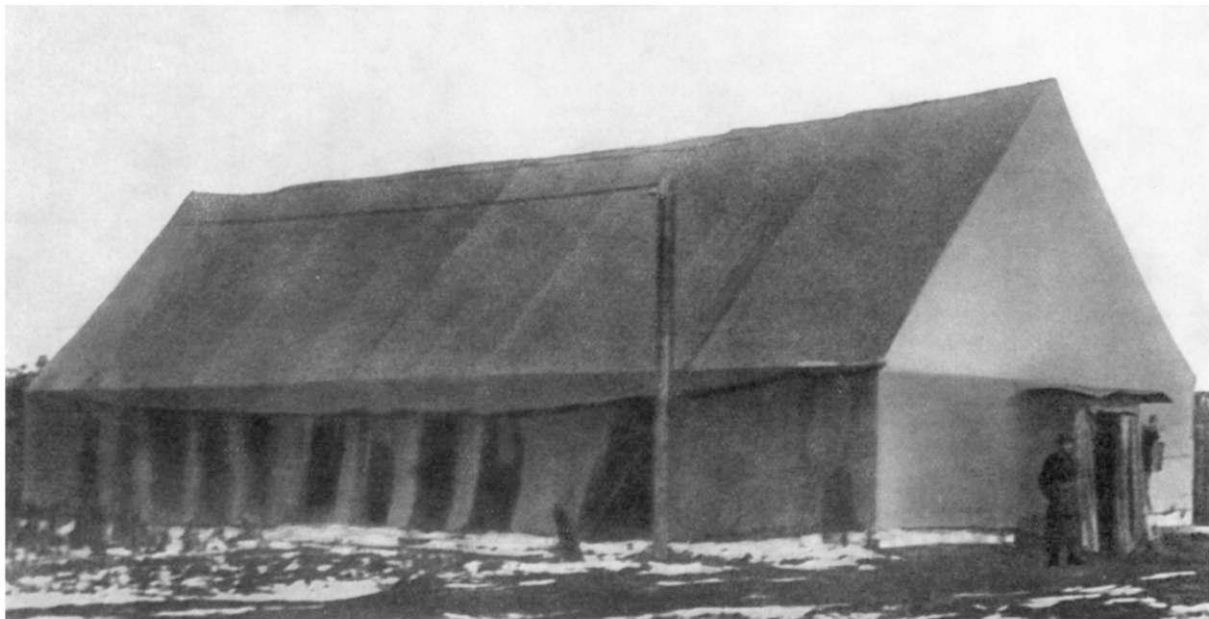
По распределению плотности тепловых нейтронов удалось найти отнесенное к одному ядру углерода сечение захвата нейтронов. Вначале результаты были неутешительные: сечение получалось в десятки и сотни раз больше ожидаемого. Теория уран-графитового реактора допускала сечение захвата не более $(4 \div 5) \cdot 10^{-27} \text{ см}^2$, а из опытов с первыми партиями графита это сечение получалось в пределах $(50 \div 500) \cdot 10^{-27} \text{ см}^2$.

И. В. Курчатов советовал участникам измерений и расчетов не унывать и подождать результатов химического анализа графита всех партий. Химический анализ графита производили весьма тщательно, однако и он не дал ничего утешительного, так как обнаруженные примеси были такого типа и в таких количествах, что ими никак нельзя было объяснить столь большие значения сечений захвата тепловых нейтронов. Такого рода сведения химиков, конечно, угнетали физиков, но они не прекращали измерений все новых и новых партий графита из различных исходных партий сырья и полученных в различных технологических условиях.

И вот на стол И. В. Курчатову были положены результаты только что закончившихся измерений последней поступившей партии графита. Победа! Впервые получено сечение захвата тепловых нейтронов $(8,6 \pm 0,4) \cdot 10^{-27} \text{ см}^2$!

После этого результата И. В. Курчатов лично повторил измерения с графитом этой партии и одной из ранее измеренных плохих партий. Измерения И. В. Курчатова подтвердили правильность полученных результатов. Были сделаны решающие выводы: в партиях графита, не пригодных для использования в ядерном реакторе, присутствовали в очень малых количествах такие химические элементы, которые сильно поглощают тепловые нейтроны. Методику измерений примесей в графите существенно усовершенствовали и, действительно, обнаружили в плохих партиях графита ничтожные количества бора и редкоземельных элементов (порядка $10^{-3} \div 10^{-5} \%$), а в хорошей партии их не оказалось совсем.

Рис. 2. Здесь, в открытом поле, в палатке, надежно охраняемой часовым, решались в военные годы важнейшие научные и научно-технические задачи создания первого реактора.



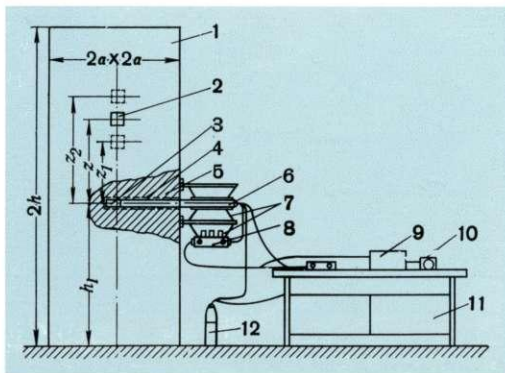
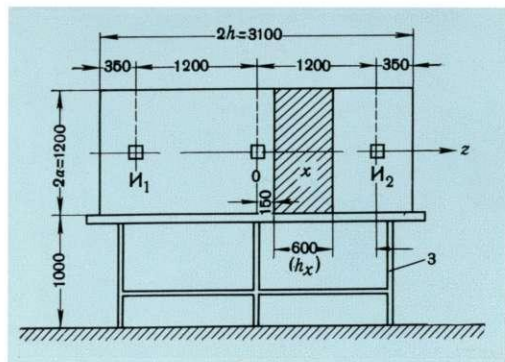


Рис. 3. Схема призмных экспериментов по изучению замедления, диффузии и размножения нейтронов:

1 — кадмиевый чехол призмы; 2 — графитовый блок с Ra- α -Be или с Ra- γ -Be-источником нейтронов; 3 — BF₃-импульсная ионизационная камера; 4 — кадмиевый чехол; 5 — графитовая призма $2a \times 2a \times 2h$; 6 — труба с BF₃-камерой и выносным каскадом; 7 — резиновые амортизаторы; 8 — импульсный радиотехнический усилитель; 9 — выходное устройство; 10 — механический нумератор; 11 — питающее устройство; 12 — высоковольтный конденсатор.



Рис. 4. Общий вид и схема оперативного физического контроля заводских партий графитовых блоков.



Последние сведения химиков и спектроскопистов обрадовали не только строителей реактора, но и работников промышленности, освоившей, наконец, выпуск реакторного материала. Так выглядела первая существенная победа на пути создания первого реактора.

Вскоре стали поступать партии графита, не только более чистого, но и более плотного: сечения достигали $3,7 \cdot 10^{-27} \text{ см}^2$, а плотность — $1,7 \text{ г/см}^3$. Графит стал вполне пригодным в качестве замедляющей среды для ядерного реактора.

Для ускорения физического испытания партий графита на металлическом столе легкой конструкции (рис. 4) была собрана графитовая призма $1200 \times 1200 \times 3100 \text{ мм}$ с легко сменяемым горизонтальным внутренним слоем



Рис. 5. Идет сборка 365-тонного куба из графита.

кладки из стандартных графитовых блоков ($100 \times 100 \times 600 \text{ мм}$) размерами $600 \times 1200 \times 1200 \text{ мм}$ общим весом приблизительно $1,5 \text{ т}$. Вес всей призмы был $7,5 \text{ т}$.

Источник нейтронов поочередно вдвигали к оси призмы то слева, то справа на одинаковое расстояние от расположенной в центре BF_3 -камеры, и в каждом случае замеряли плотность тепловых нейтронов. Сечение захвата графита в призме было заранее тщательно измерено и принято за эталонное. Когда в качестве сменяемого слоя кладки брали тот же графит, что и в самой призме, то, как и следовало ожидать, для этих случаев отношение плотности нейтронов было строго равно единице. Если же слой заполняли графитом с сечением, отличным от сечения графита призмы, то отношение плотности нейтронов

слева к плотности нейтронов справа было больше или меньше единицы. Метод оказался достаточно чувствительным и с его помощью было испытано не менее 70% всех заготовленных для реактора графитовых блоков.

Чтобы исключить любые неожиданности, весь графит, предназначавшийся для реактора и показавший в пределах ошибок измерений одинаковое сечение захвата, сложили в куб $6 \times 6 \times 6$ м (рис. 5) для измерений в нем среднего сечения захвата тепловых нейтронов ($\bar{\sigma}_c$). В результате измерений и расчетов оказалось, что $\bar{\sigma}_c = (4 \pm 0,3) \cdot 10^{-27} \text{ см}^2$.

Среднее сечение захвата тепловых нейтронов в кубе не противоречило среднему значению такого же рода сечений графита 5—7-тонных партий, измеренных ранее методом призм или относительным методом. Оно и было принято как окончательное для расчета реактора.

До освоения промышленностью методов получения металлических блоков из урана в распоряжении лаборатории было 90 кг закиси-оксида урана (U_3O_8) и 218 кг металлического уранового порошка. Это дало возможность параллельно с исследованием замедления и диффузии нейтронов в графите заняться уточнением некоторых физических характеристик урана, входящих параметрами в уравнения теории ядерных реакторов.

С помощью специального устройства в опытах со слоем урана, пересекающим графитовую призму $88 \times 88 \times 300$ см, удалось установить следующую

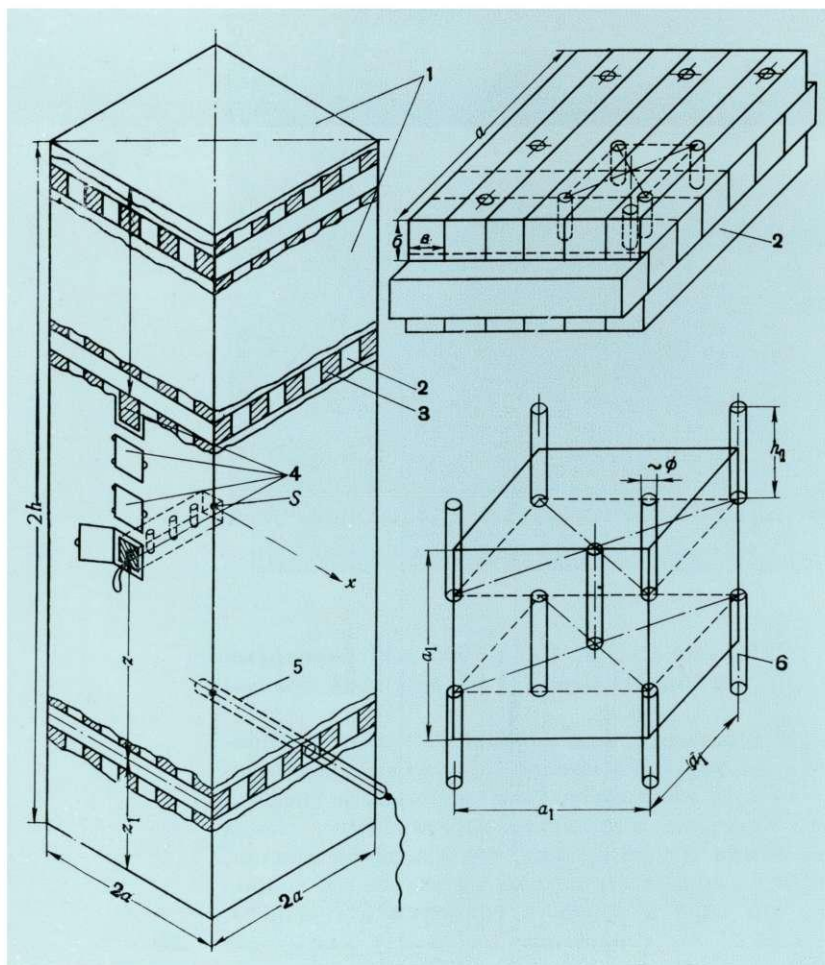
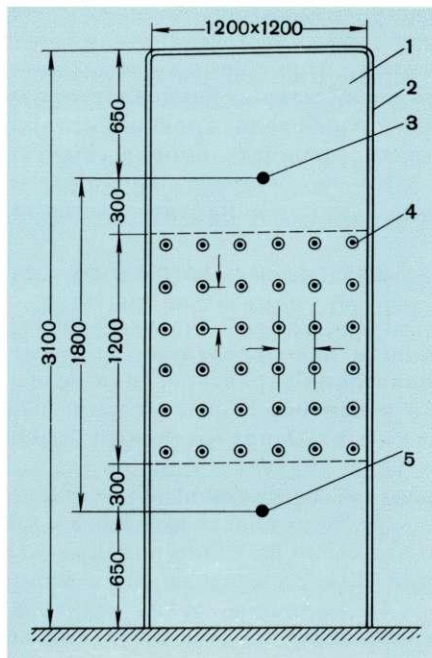


Рис. 6. Схема уран-графитовой призмы и ее решетки:

1 — кадмиевый чехол призмы; 2 — графитовые блоки с квадратным поперечным сечением; 3 — графитовые блоки вместе с урановыми блоками; 4 — выдвигающиеся блоки для закладки на их место такого же блока, но с $\text{Ra}-\gamma$ -Ве-источником нейтронов на его конце; 5 — канал для размещения на оси призмы BF_3 -камеры; 6 — блок из металлического литого урана.

Рис. 7. Схема устройства для оперативного физического контроля заводских партий урановых блоков:

1 — графитовая призма; 2 — кадмиевая защита; 3 — $Ra-\alpha-Be$ -источник; 4 — канал 34 мм; 5 — BFe_3 -камера.



щее: при самопроизвольном делении ядер урана 1 кг его испускает 21 ± 6 нейтрон/сек; средняя энергия нейтронов деления существенно выше средней энергии нейтронов в $Ra-\gamma-Be$ -источнике и почти равна (несколько меньше) средней энергии нейтронов в $Ra-\alpha-Be$ -источнике; наиболее существенные резонансные уровни поглощения нейтронов ураном-238 в уран-графитовой решетке находятся вблизи энергии 10 эв; вероятность нейтронам избежать резонансный захват в слое урана 88×88 см равна для 90 кг U_3O_8 $0,85 < \phi < 0,89$, а для 218 кг металлического уранового порошка $0,75 < \phi < 0,81$; среднее число ν нейтронов, рождаемых на один акт захвата теплового нейтрона в естественном уране, составляет $1,3 \pm 0,1$.

Эти результаты, хотя они с современной точки зрения и далеки от идеала, сыграли важную роль в создании первого реактора.

Для графитовой и металлургической урановой промышленности были сформулированы конкретные физико-технические требования к каждому виду опытных блоков. Основными были требования их максимальной химической чистоты и плотности.

Графитовые блоки были из конструктивных и практических требований изготовлены в виде прямоугольных параллелепипедов размерами $10 \times 10 \times 60$ см. Урановые блоки решили делать цилиндрическими, причем были обоснованы достаточно широкие допуски диаметра: $1,5 \text{ см} \leq d \leq 5 \text{ см}$. Обосновали также широкие границы расстояний (a) между блоками в уран-графитовой решетке, а именно: $15 \text{ см} \leq a \leq 25 \text{ см}$. Размеры оптимальной решетки предстояло уточнить экспериментально.

И. В. Курчатов предложил приступить к изготовлению опытных партий урановых блоков диаметром от 30 до 40 мм. Руководителям механических мастерских лаборатории было дано указание сверлить для них в графитовых блоках отверстия. При этом перед ними ставилась специальная задача, чтобы можно было образовывать шахматную пространственную решетку с шагом 15, 20 и 25 см.

На рис. 6 показана схема уран-графитовой призмы и ее решетки для всех испытанных вариантов диаметра от 30 до 40 мм и расстояний между блоками от 15 до 25 см.

Сборку и разборку призм, измерения, перевозку и другие работы вели круглосуточно в двух палатках. В конце концов была определена оптимальная решетка. Для нее были найдены и другие важные характеристики, а именно: диффузионная длина для тепловых нейтронов $L_a = 18 \pm 0,5$ см; вероятность поглощения теплового нейтрона в уране, а не в графите, $\theta = 0,86 \pm 0,03$; отношение средней плотности тепловых нейтронов в графите к их средней плотности в уране $\xi = 1,75 \pm 0,25$ и др.

В процессе проведения серии призмических измерений различных типов уран-графитовых решеток было обнаружено, что урановые блоки некоторых партий, хорошие по результатам своих химических и спектроскопических анализов, давали неудовлетворительный коэффициент размножения нейтронов. Это потребовало срочной организации физического контроля качества всех партий урановых блоков, выпускаемых промышленностью.

На рис. 7 представлена схема устройства для быстрого определения реакторной чистоты партии урановых блоков.

ОЦЕНКА РАЗМЕРОВ РЕАКТОРА

Было решено создавать реактор с максимальной экономией и практически полным использованием опытных партий урана и графита. А надо сказать, физические характеристики графита и особенно урана очень колебались от партии к партии. В связи с этим выполнить точный теоретический расчет критических размеров реактора было практически невозможно. В этих условиях большое значение приобрели многочисленные оценочные расчеты для разных предельных случаев.

До начала строительства котлована и здания для реактора надо было во что бы то ни стало разумно оценить все габаритные размеры. Оценки выполняли для следующих двух вариантов реактора.

1. Активная зона реактора — сфера с оптимальной уран-графитовой решеткой с $k_{\infty} = 1,09 \pm 0,02$. Отражательная зона — графитовый сферический слой толщиной 80 см с диффузионной длиной 48 см (которой обладала большая часть изготовленного для реактора графита). Согласно выполненным расчетам такой реактор для достижения в нем саморазвивающейся цепной реакции должен был иметь радиус активной зоны $R_a = 222$ см и наружный радиус реактора $R_0 = 302$ см.

2. Активная зона и отражатель такие же, как и в первом случае, но не с максимально возможным коэффициентом размножения $k_{\infty} = 1,09$, а с решеткой, обеспечивающей средний коэффициент размножения испытанных партий урановых блоков $k_{\infty} = 1,04$. Размеры этого реактора при $k = 1$ таковы: $R_a = 360$ см и $R_0 = 440$ см.

Итак, было найдено, что габаритные размеры создававшегося реактора в критическом его состоянии ($k = 1$) должны были находиться в следующих пределах: диаметр ($2R_0$) — от 6 до 9 м; высота ($H \approx 2R_0$) — от 6 до 9 м.

Было решено вырыть для реактора котлован размером $10 \times 10 \times 10$ м.

Расчеты показали, что общий вес закладываемых в реактор урановых блоков будет не более 50 т, а графитовых блоков — не более 500 т. Исходя из этих цифр и площади основания реактора ($30 \text{ м}^2 \leq \pi R_0^2 \leq 60 \text{ м}^2$), рассчитали необходимую строительную конструкцию стен котлована и всего здания («Монтажные мастерские» — см. рис. 8).

При оценочных расчетах реактора существенное внимание было обращено на возможную надкритичность последнего. Дело в том, что к моменту строительства реактора не было точно известно численное значение β -доли запаздывающих нейтронов, освобождаемых при распаде продуктов деления ядер урана, а с самого начала теоретического исследования проблемы ядерных реакторов стало ясным, что управляемость реактора (медленная кинетика) может быть достигнута только в том случае, если после извлечения регулирующих и аварийных стержней или других каких-либо изменений его ЭКР будет соблюдаться неравенство

$$k \leq 1 + \beta k_{\infty}. \quad (2)$$

28 Это обстоятельство не позволило строителям первого реактора заранее теоретически оценить допустимую его надкритичность.

Однако из этих теоретических предпосылок вытекал следующий ободряющий практический вывод. Если до строительства последующего горизонтального слоя реактора извлечение из него всех кадмиевых стержней не приводило еще к нарушению предостерегающего неравенства (2), а введение одного кадмиевого стержня с диаметром 4—5 см приводило к переводу $k > 1$ в $k < 1$, то после окончания укладки последующего слоя введенные в реактор три такого же рода кадмиевых стержня еще в состоянии обеспечить $k < 1$. Монтаж реактора поэтому было решено вести с тщательными измерениями после укладки каждого слоя.

Теория подсказала, что действие трех кадмиевых стержней наиболее эффективно, если они расположены друг от друга на расстоянии, большем диффузионной длины тепловых нейтронов в уран-графитовой решетке (18 см). Это соображение также было учтено при строительстве реактора.

ЗДАНИЕ И ТЕХНИКА ДЛЯ СТРОИТЕЛЬСТВА РЕАКТОРА

На рис. 8 приведены общий вид и разрез здания первого реактора. На схеме можно видеть самый первый вариант ручного управления его регулирующим и аварийными кадмиевыми стержнями.

Из-за подпочвенных вод не удалось глубину котлована сделать более 7 м. Здание занимало площадь приблизительно 40×15 м и имело высоту над уровнем земли около 8,5 м. Для подачи графита и урана в котлован предусмотрели ворота и мостовой кран. Комплекты 2,5-тонных графитовых или урановых блоков подавались внутрь котлована для укладки очередного слоя модели реактора либо самого реактора.

При разборке моделей реактора графитовые и урановые блоки укладывали на полу главного зала. Подземная лаборатория предназначалась для обслуживающего персонала при работе реактора и пусковых опытах, а также для дистанционного подъема кадмиевых стержней и получения с помощью соответствующей аппаратуры кинетических пусковых кривых (типа изображенных на рис. 16). Расстояние между реактором и подземной лабораторией 15 м, причем защитой служила не только почва (песок), но и несколько железобетонных стен. Вход снаружи в подземную лабораторию был предусмотрен также подземный, с некоторым удалением от здания. В проходе из лаборатории в котлован были сооружены две защитные стены из кирпичей со смесью парафина с борной кислотой и из свинцовых блоков. Между стенами — зигзагообразный проход. Подземная лаборатория с лестничным ходом непосредственно связана также с незащищенной от радиации лабораторией, находящейся на уровне главного зала здания.

До начала процесса сборки в котловане симметрично его центру подвесили на стальных тросах три вертикальных кадмиевых стержня в жестких дюрале-вых трубах. Тросы этих стержней через ролики на чердаке здания проходили в подземную лабораторию, где были установлены лебедки с ручными и электромеханическими приводами. Лебедки могли переключаться на свободный ход, что обеспечивало быстрое падение кадмиевых стержней до их нижнего положения в вертикальные каналы реактора.

Сбросы стержней давали возможность в течение приблизительно 1,5 сек изменить $ЭКР$ реактора с величины $k > 1$ на $k < 1$, т. е. обеспечить быстрое и надежное гашение цепной реакции. Эти сбросы стержней получили впоследствии наименование «аварийных сбросов», и теперь все они на действующих реакторах осуществляются, конечно, не вручную, а автоматически.

В здании имелись водопровод и водяное отопление, поэтому была предусмотрена на дне котлована автоматическая сигнализация аварийных случаев попадания туда воды из этих систем.

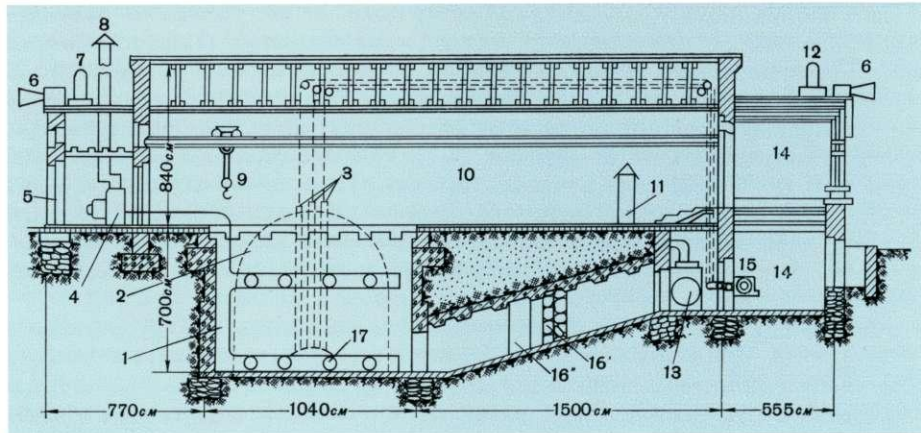


Рис. 8. Общий вид (вверху) и схема продольного разреза (внизу) здания для реактора в первые годы его эксплуатации:

1 — котлован $10 \times 10 \times 7$ м; 2 — реактор и его модели (контуры); 3 — регулирующий и аварийные стержни; 4, 8, 17 — система вытяжной вентиляции воздуха; 5 — ворота здания; 6, 7, 12 — звуковая и световая сигнализации радиационной опасности вокруг здания; 9 — подъемный кран; 10 — главный зал; 11, 13 — система нагнетающей вентиляции воздуха; 14 — подземная лаборатория; 15 — лебедка для дистанционного ручного управления стержнями; 16', 16'' — проход из подземной лаборатории в котлован.

До начала сборки в котловане смонтировали включаемую в подземной лаборатории схему сигнализации о радиационной опасности. Сигнализация была световая (красные фонари) и звуковая (сирены) с обеих сторон крыши здания.

К зданию были подведены две трехфазные электрические линии от разных подстанций, чтобы при выходе из строя одной электрической подстанции была возможность немедленно перейти на другую. Эта предосторожность диктовалась тем, что для контроля за цепной реакцией в создававшемся реакторе были предусмотрены радиотехнические и электротехнические схемы, питаемые от сети.

На случай выхода из строя обеих электрических подстанций было предусмотрено батарейное и аккумуляторное питание, для чего внутри здания смонтировали специальную подстанцию с соответствующей аппаратурой.

Для исключения загрязнения воздуха внутри здания радиоактивными газами (газообразные продукты деления урана, наведенная радиоактивность в самом воздухе от облучения выходящими из поверхности реактора тепловыми нейтронами и т. п.) была предусмотрена система отсасывающей и нагнетающей вентиляции. Вытяжная часть системы состояла (см. рис. 8, внизу) из двоянного вентилятора 4, сети вытяжных труб 17 на стенах котлована и трубы 8, из которой воздух выбрасывался в атмосферу. Нагнетающая часть системы — это вентилятор 13, трубы с калорифером для прохода и обогрева всасываемого из атмосферы чистого воздуха и нагнетающая труба 11 для подачи чистого и обогретого воздуха внутрь основного зала здания.

При полностью открытых заслонках скорость обмена воздуха в здании составляла приблизительно $7000 \text{ м}^3/\text{ч}$.

Практика первых лет эксплуатации реактора показала, что такая система вентиляции вполне удовлетворительна при работе реактора на уровнях мощности до 10 *квт*. При работе на больших уровнях мощности такая скорость обмена воздуха уже недостаточна, и в таких случаях обслуживающий персонал удалялся в другое здание с дистанционным пультом управления или открывали в здании практически все его окна (на уровнях мощности реактора до 100 *квт*).

РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ И ДОЗИМЕТРИЯ

По заданию И. В. Курчатова вопросами радиационной безопасности и дозиметрии занялась специальная группа ученых. Здесь описываются только первые шаги этого коллектива физиков и биофизиков и их первые методические разработки, которые они выполнили не только в целях надежного контроля за радиационной безопасностью создававшегося ядерного реактора, но и для проведения с их помощью большой программы биологических опытов.

Оценочные расчеты показали, что со всей поверхности реактора при стационарной его работе на уровне мощности P *вт* могут выходить следующие потоки различных видов радиации (приблизительно): $1,5 \cdot 10^6 \text{ } P \text{ нейтрон(быстр)}/\text{сек}$; $1,5 \cdot 10^8 \text{ } P \text{ нейтрон(тепл)}/\text{сек}$; $3 \cdot 10^8 \text{ } P \text{ } \gamma\text{-квант}/\text{сек}$.

Если радиационную опасность выходящего из реактора γ -излучения еще можно было оценить на основании выработанных до 1941 г. в международном масштабе так называемых толерантных (предельно допустимых) доз внешнего облучения рентгеновскими лучами (0,15 *р* в день), то сделать это по отношению к тепловым и быстрым нейтронам, а также к другим видам радиации было невозможно, так как до конца 1941 г. накопилось еще недостаточно опыта. (Сейчас установлена новая предельно допустимая доза дневного облучения γ -квантами 17 *мр*).

Из затруднительного положения вышли, введя допустимые дозы радиации на основании качественного и отчасти количественного анализа облучения

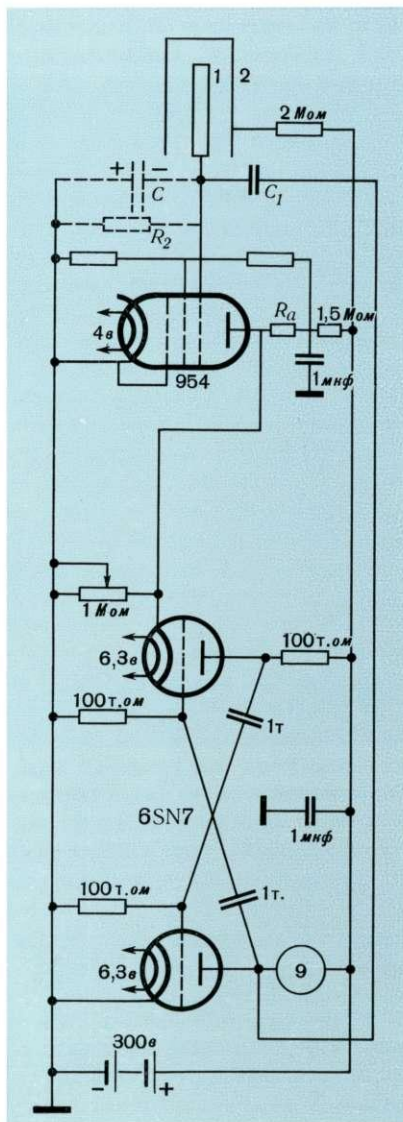


Рис. 9. Принципиальная схема первого универсального дозиметра:

1 — собирающий электрод ионизационной камеры; 2 — сменный цилиндр ионизационной камеры.

людей космическими лучами и радиацией естественно-радиоактивных загрязнений поверхности земли и атмосферы; опыта работы физиков с $Ra - \alpha - Be$ -, $Ra - \gamma - Be$ - и циклотронными источниками нейтронов; расчетов преобразования тепловых нейтронов внутри человеческого организма в γ -излучение; применения радиоактивных вод для лечебных целей и др. Этот анализ привел к следующим численным значениям предельно допустимых доз: $10 \text{ нейтр (быстр)}/(\text{см}^2 \cdot \text{сек})$ типа излучения $Ra - \alpha - Be$ -источника; $1600 \text{ нейтр (тепл)}/(\text{см}^2 \cdot \text{сек})$; $10^4 \gamma\text{-квант}/(\text{см}^2 \cdot \text{сек})$; $10^{-9} \text{ кюри } \beta\text{-}, \gamma\text{-активных веществ}$ на 1 л воздуха. (В настоящее время действуют уточненные предельно допустимые дозы различных видов радиации — см. статью «Радиационная безопасность».) Эти дозы и были определяющими в проектировании радиационной защиты реактора «Монтажных мастерских».

На рис. 9 изображена принципиальная схема первого переносного дозиметра ДИГД, разработанного перед пуском реактора.

Для измерений радиационного загрязнения воздуха внутри «Монтажных мастерских» была сконструирована особая ионизационная камера с приспособлениями для предварительной откачки воздуха из камеры, очистки вводимого воздуха от пыли, измерений давления воздуха в камере и т. п.

Градуировку ионизационных камер для определения потоков быстрых и тепловых нейтронов выполняли на основе результатов измерения абсолютной активности облученных золотых и серных индикаторов.

КОНТРОЛЬНО-ИЗМЕРИТЕЛЬНЫЕ ПРИБОРЫ (КИП)

Интенсивность нейтронного потока из ядерного реактора и его изменение во времени — это величины, однозначно характеризующие состояние цепной ядерной реакции. Следовательно, главными контрольно-измерительными приборами создаваемого реактора должны были стать нейтронные датчики.

Измерения в области подкритических состояний реактора было намечено выполнять с помощью импульсной BF_3 -ионизационной камеры с соответствующими радиотехническими и электротехническими узлами. Для измерений же в области $k \geq 1$ импульсная BF_3 -камера и установка не годились. Была

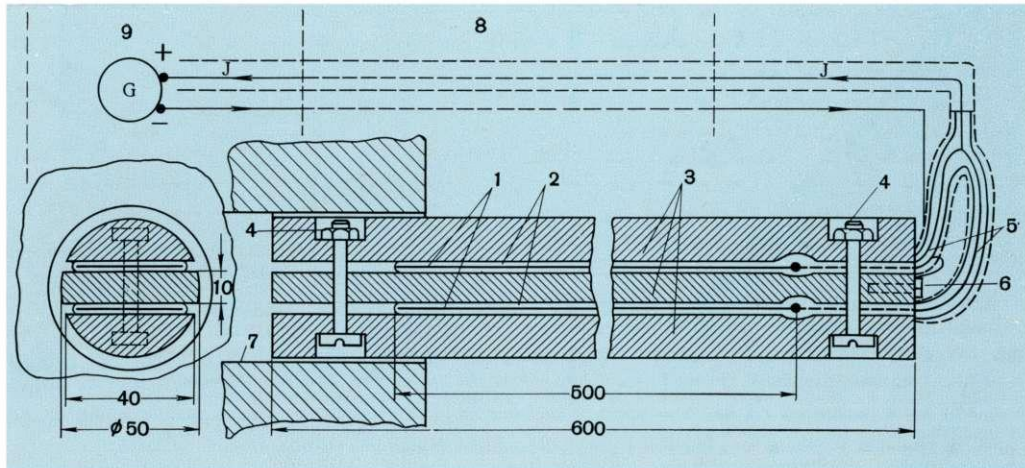


Рис. 10. Нейтронный генератор электрического тока в качестве датчика больших уровней мощности реактора:

1 — серебряная фольга толщиной 0,1 мм; 2 — конденсаторная изоляционная бумага общей толщиной 1 мм; 3 — графитовые изделия; 4 — алюминиевые болты; 5 — электрические провода в резиновой изоляции; 6 — место для присоединения электрического провода к графитовому электроду генератора; 7 — сквозной канал внутри ядерного реактора; 8 — воздушный электрический кабель; 9 — гальванометр с чувствительностью $5 \cdot 10^{-9}$ а/дел.

создана BF_3 -камера с малым расстоянием между электродами для подключения ее не в импульсную измерительную часть, а в токовую с высокочувствительным гальванометром. Эту схему использовали для измерений потоков нейтронов в области от 10^5 до 10^9 нейтрон/(см²·сек) (нижний предел определялся чувствительностью гальванометра, а верхний — линейностью BF_3 -камеры в токовом режиме).

Для измерений потоков нейтронов, больших 10^9 нейтрон/(см²·сек), использовали короткоживущие искусственные β -, γ -радиоактивные изотопы как токовые индикаторы больших потоков тепловых нейтронов (этот прибор в то время был назван «нейтронный генератор электрического тока»). На рис. 10 приведены конструкция и схема включения этого прибора.

Все три типа упомянутых здесь нейтронных датчиков были подготовлены к эксплуатации задолго до пуска реакторов и с их помощью был осуществлен успешный его пуск.

В систему КИП реактора была включена измерительная цепь с двумя железо-константановыми термопарами, вмонтированными в один из урановых и один из графитовых блоков центральной части активной зоны реактора. С помощью этой измерительной цепи удалось легко и быстро осуществлять точные измерения температуры урановых и графитовых блоков, которые при любых режимах работы реактора нагревались наиболее интенсивно.

СИСТЕМА УПРАВЛЕНИЯ И ЗАЩИТЫ (СУЗ)

Прежде всего были разработаны и изготовлены один регулирующий (рис. 11) и два аварийных стержня. Отличие аварийных стержней от регулирующего состояло только в том, что на них не были нанесены цифры и линии, отражающие глубины их погружения l внутрь реактора.

Внутрь дюралевого трубы (диаметром 55 см) стержня поместили свернутый в трубу лист кадмия. Такой стержень имел достаточно хорошую линейную характеристику по реактивности.

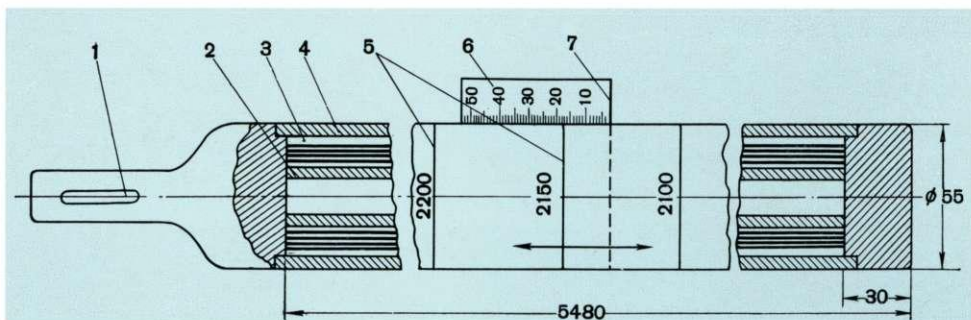


Рис. 11. Регулирующий кадмиевый стержень реактора:

1 — отверстие для стального троса; 2 — дюраlevая труба диаметром 22 мм и толщиной 2 мм; 3 — свернутый в четыре слоя листовый кадмий толщиной 0,5 мм; 4 — дюраlevая труба диаметром 55 мм и толщиной 1,5 мм; 5 — насечка на поверхности стержня его длины (шаг делений равен 50 мм); 6 — дополнительная линейка с делениями (шаг делений равен 1 мм); 7 — условный уровень отсчетов положений l регулирующего стержня в реакторе.

В начальный период эксплуатации реактора положение l регулирующего стержня приблизительно (с точностью ± 5 см) определяли по количеству намотанного на ручную лебедку стального троса, а с точностью $\pm 0,5$ мм — непосредственным измерением оператором на поверхности реактора положения стержня с помощью измерительной линейки. В этот период один из каналов аварийной защиты часто использовали в качестве экспериментального, поэтому с барабаном лебедки у пульта управления был связан только один аварийный стержень, положение которого в реакторе автоматически отмечалось зажиганием сигнальных лампочек на сигнальной панели.

В подземной лаборатории здания «Монтажных мастерских» были установлены лебедки с электромотором, а на чердаке — специальные электромагнитные устройства. Эти устройства вместе с длинными (около 50 м) стальными тросами диаметром 4 мм позволяли оператору (дежурному у пульта) производить следующие операции: а) извлекать из подземной лаборатории и опустить туда кадмиевые регулирующий и аварийные стержни реактора вручную с помощью лебедки; б) выполнять ту же операцию, но с помощью электромотора, используя кнопочные рубильники и магнитные пускатели; в) сбрасывать внутрь реактора аварийный и регулирующий стержни, нажимая на рычаги лебедок. В этом случае барабан лебедки легко вращался, и какой-либо кадмиевый стержень, увлекая за собой разматывающийся с этого барабана трос, практически свободно падал до своего нижнего положения в вертикальном канале реактора или его модели; г) сбрасывать внутрь реактора аварийный стержень, отцепив его от троса с помощью электромагнитного реле. При этом электромагнитное реле срабатывало либо в случае нажима на специальную аварийную кнопку в подземной лаборатории, либо при выключении сети переменного тока; д) дистанционно сцеплять сброшенный с помощью электромагнитного реле аварийный стержень с концом его стального троса.

Первый вариант системы управления защиты с пультом управления в подземной лаборатории позволил успешно и безаварийно эксплуатировать реактор.

Опыт эксплуатации первого ядерного реактора и проведенные на нем исследования позволили создать современный вариант СУЗ и спроектировать по последнему слову техники несколько вариантов системы управления для ядерных реакторов не только исследовательского, но и промышленного назначения.

Дублирующий пульт управления располагался в здании, удаленном от «Монтажных мастерских» на расстоянии приблизительно 1 км.

Приборы и приспособления на дистанционном пульте управления позволили надежно контролировать уровни мощности в реакторе от 1 *вт* до 100 тыс. *квт*.

Многочисленные дистанционные запуски реактора для накопления в нем небольших количеств плутония и других искусственно-радиоактивных изотопов прошли весьма успешно и без единой аварии, что является высокой оценкой этих *СУЗ* и *КИП*, тем более, если учесть, что они создавались как обычное лабораторное оборудование.

СООРУЖЕНИЕ И ИССЛЕДОВАНИЕ ЧЕТЫРЕХ МОДЕЛЕЙ РЕАКТОРА И САМОГО РЕАКТОРА

Благодаря заинтересованности в максимально экономном расходовании урана и графита и в наиболее сжатых сроках пуска первого реактора возникла идея о предварительных сборках и исследованиях нескольких моделей реактора.

Сущность этой идеи заключалась в следующем: по мере поступления и предварительных физических и химических исследований и сортировки партий урана и графита складывать из них по очереди несколько подкритических моделей будущего реактора и измерять в центре каждой из них плотность нейтронов по отношению к стандартному нейтронному полю.

Предварительные теоретические исследования показали, что при таком методе экспериментального исследования моделей сферического реактора вблизи критического его состояния должно соблюдаться соотношение

$$\frac{R_{эфф}^2}{J_{ц}} \approx C (R_a^{кр} - R_a), \quad (3)$$

где C — трудновычисляемая постоянная величина; R_a — радиус активной зоны в модели реактора; $R_a^{кр}$ — радиус активной зоны реактора в критическом его состоянии; $J_{ц}$ — скорость регистрации импульсов в ВФ₃-камере пусковой установки, отнесенная к скорости регистрации в стандартном нейтронном поле, когда камера находится в центре рассматриваемой модели реактора; $R_{эфф} \approx R_a + L_0$ — эффективный радиус активной зоны рассматриваемой модели реактора, если бы в ней не было отражательной зоны, но с сохранением при этом численного значения ее ЭКР; L_0 — диффузионная длина тепловых нейтронов в отражателе.

Из соотношения (3) стало сразу же ясно, что если для моделей реактора с ЭКР, близким к единице, построить график $R_{эфф}^2/J_{ц}$ в функции R_a , то вблизи $R_a = R_a^{кр}$ это будет прямая линия, пересекающая ось абсцисс (ось R_a) как раз при том радиусе R_a , который и является искомым радиусом $R_a^{кр}$ реактора в критическом его состоянии (ЭКР=1).

Таким образом, измерение в моделях реактора скорости регистрации импульсов давало возможность довольно точно эмпирически предсказать критический радиус активной зоны $R_a^{кр}$, что, как уже указывалось, теоретически сделать было невозможно.

Всего пришлось собрать, исследовать и разобрать только четыре модели реактора, ибо полученная из них эмпирическая кривая $R_{эфф}^2/J_{ц}$ (см. рис. 13) настолько очевидно предсказала $R_a^{кр}$ будущего реактора, что исследование других моделей было нерациональным.

На рис. 12 представлен момент исследования уже выстроенной первой модели реактора, а на рис. 13 — момент строительства третьей модели.

На рис. 14 представлены результаты исследований четырех моделей реактора в виде указанной выше зависимости. Точка 3 для модели № 3 выпала из хода плавной кривой 1, 2, 4. Как оказалось впоследствии, в центральную

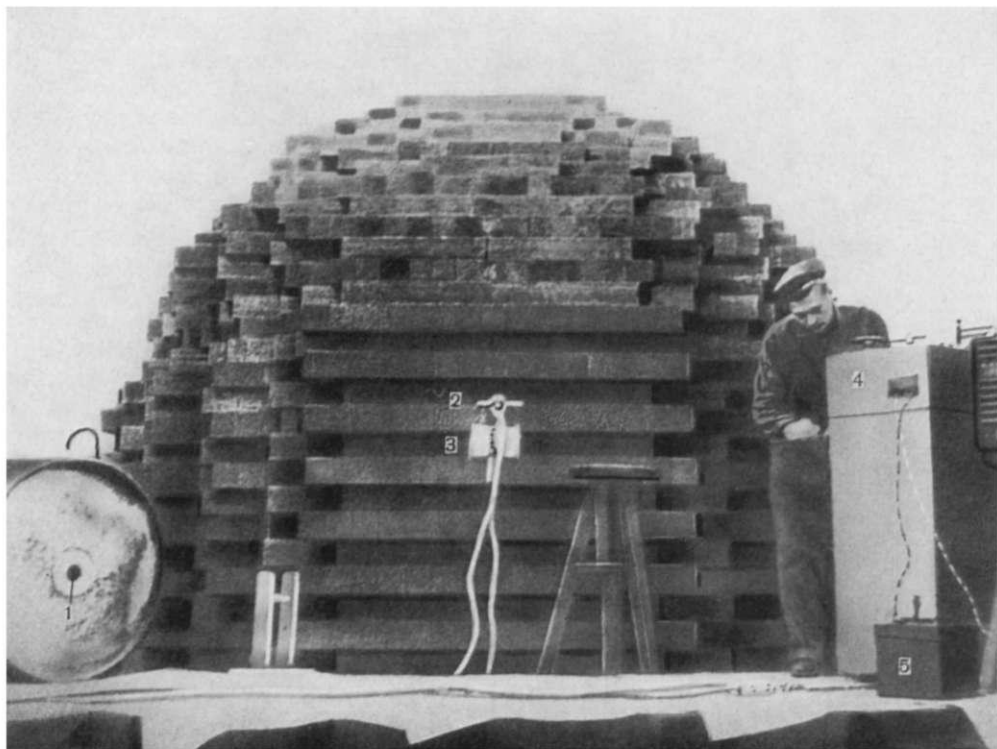


Рис. 12. Измерение плотности нейтронов в центре подкритической модели № 1:

1 — отверстие для ВР₃-камеры в бочке со стандартным полем тепловых нейтронов; 2 — ВР₃-камера с выносным каскадом; 3 — линейный импульсный усилитель; 4 — пульт управления пусковой установки; 5 — аккумулятор.

зону модели № 3 случайно попали бракованные урановые блоки, которые и привели к существенному снижению ее ЭКР, или существенному повышению для нее величины $R_{эф}^2/J_{ц}$.

Экстраполяцией кривой 1, 2, 4 до пересечения с осью абсцисс было твердо установлено, что радиус активной зоны создаваемого надкритического реактора должен быть $R_a \approx 300$ см.

Так как этот эмпирический вывод находился в полном соответствии с предсказаниями теории, строителям теперь уже не оставалось ничего иного, как уверенно форсировать изготовление недостающих урановых и графитовых блоков.

Как только в распоряжении лаборатории оказались около 50 т физически проконтролированных урановых блоков и около 500 т графитовых блоков, в котловане корпуса «Монтажных мастерских» приступили к монтажу (см. рис. 13) самого реактора.

Первые 18 горизонтальных слоев реактора строили так же, как и в предыдущих четырех моделях. С 18-го слоя симметрично вертикальной оси реактора образовывались три вертикальных канала диаметром 55 мм для регулировочного и аварийных стержней. Недалеко от горизонтальной оси, проходящей через центр, образовали для экспериментальных целей три канала диаметром 55 мм, один канал 30 мм и два канала с поперечным сечением 100×100 мм. Все они были параллельны друг другу и концами выходили на две рабочие площадки в углах котлована.



Рис. 13. Сборка первого ядерного реактора в надкритическом состоянии ($k > 1$):

1 — 3 — вертикальные каналы диаметром 55 мм; 1' — кадмиевый регулирующий стержень диаметром 50 мм; 2', 3' — кадмиевые аварийные стержни 50 мм; 4 — узел мостового крана; 5 — ящики с урановыми блоками; 6 — громкоговоритель, связанный с оператором у пусковой ВРЗ-установки; 7 — вентиляционная система.

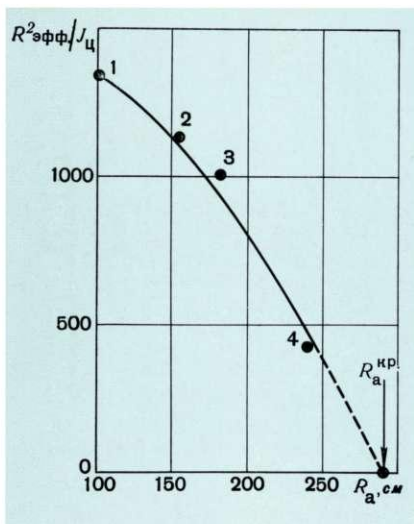


Рис. 14. Результаты исследований четырех подкритических ($k < 1$) моделей ядерного реактора.

Между 24-м и 30-м слоями устроили сквозной тоннель 400×600 мм и заложили в него 10 элементов $400 \times 600 \times 600$ мм из уран-графитовой решетки и 4 элемента таких же размеров из графита. Эти элементы кладки реактора можно было передвигать в тоннеле с помощью специального толкателя.

Начиная с 30-го слоя каждый последующий слой строили с вдвинутыми в вертикальные каналы тремя кадмиевыми стержнями, которые после окончания строительства слоя осторожно дистанционно извлекли при бдительном наблюдении

за скоростью регистрации импульсов в ВФЗ-камере, находившейся в центре построенной части активной зоны реактора.

Как видно из рис. 15, плотность нейтронов в эффективном центре построенной части реактора с 53-го по 58-й слой возросла приблизительно вдвое, и благодаря этому строители реактора на 58-м слое уже были уверены, что предсказанные теоретически и эмпирически размеры реактора (76 слоев) заметно превышены.

На 58-м слое уже впервые был обнаружен короткопериодный всплеск плотности нейтронов после быстрого подъема кадмиевых стержней, и это явление сильно обрадовало физиков, так как оно качественно сигнализировало о явной близости к критическим условиям ($k = 1$).

Следующие слои реактора строились с еще большими предосторожностями, так как уже наступила реальная опасность случайно достичь таких значений надкритичности ($k > 1$), когда реактор стал бы неуправляемым.

На 60-м слое после подъема кадмиевых стержней стало наблюдаться уже сравнительно длительное возрастание плотности нейтронов, но оно стремилось к насыщению. Период установления постоянной плотности нейтронов был порядка 1 мин. Плотность нейтронов при насыщении по сравнению с 58-м слоем возросла даже более чем в два раза, и были все основания считать, что реактор станет надкритическим при 62 слоях.

25 декабря в 14 часов при трех введенных в объем уран-графитовой решетки кадмиевых стержнях был закончен 62-й слой.

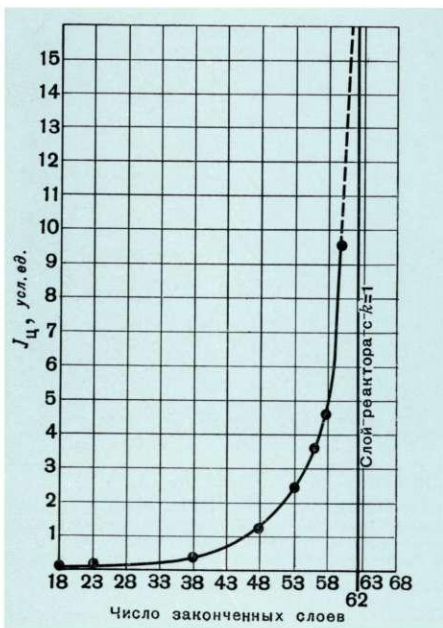


Рис. 15. Зависимость плотности нейтронов в эффективном центре строящегося реактора от числа законченных слоев при стационарных подкритических его состояниях.

Рис. 16. Серия пусковых кинетических кривых, снятых после укладки в реактор 62-го слоя.

В это время И. В. Курчатов находился в другом здании, и ему по телефону сообщили, что все готово для осуществления пуска ядерного реактора.

Прежде всего И. В. Курчатов распорядился отпустить отдыхать всех рабочих и техников, которые строили последние два слоя реактора. В подземной лаборатории у пульта управления реактором остались только И. В. Курчатов и сотрудники лаборатории, помогавшие ему в пуске реактора.

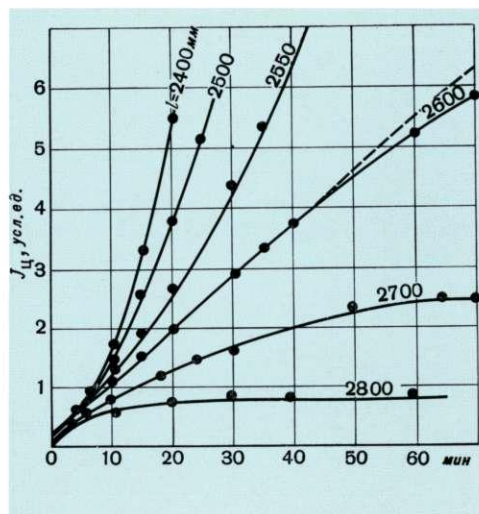
Включены были все приборы, сигнализирующие о радиационной опасности. Проверена исправность системы управления и защиты (СУЗ) и группы контрольно-измерительных приборов (КИП). Извлекли два аварийных кадмиевых стержня из реактора и оставили их во взведенном состоянии: достаточно было нажать на кнопку, и они упали бы в вертикальные каналы реактора и погасили цепную ядерную реакцию.

Наконец, И. В. Курчатов начал подъем последнего регулирующего кадмиевого стержня и остановил его на метке 2800. Ранее редкие (фоновые) звуковые щелчки и вспышки неоновых ламп от гамма-лучевых и нейтронных датчиков, расположенных внутри реактора и на его поверхности, стали все чаще. Всех присутствующих охватило волнение. И. В. Курчатов не отрывал взгляда от «зайчика» гальванометра, соединенного с основным нейтронным индикатором мощности реактора. «Зайчик» прибора не двигался, хотя прошло уже около 10 минут. Частота щелчков и световых сигналов увеличилась, но вот они уже остаются постоянными...

Следили за показаниями механического нумератора нейтронной импульсной установки и наносили на график результаты этих измерений (см. рис. 16, $l = 2800$ мм). Взглянув на график, И. В. Курчатов заявил, что это еще не саморазвивающаяся цепная ядерная реакция, и тут же ее погасил. Затем он предложил повторить опыт, подняв регулирующий кадмиевый стержень еще на 10 см. Два аварийных стержня ввели внутрь реактора, а регулирующий извлекли еще на 10 см.

После десятиминутного перерыва (отдыха) все присутствующие вновь заняли свои места. И. В. Курчатов на этот раз уже сам быстро вывел из реактора аварийные стержни. Плотность нейтронов стала расти быстрее, чем на метке 2800, но приблизительно через час опять прекратила свой рост.

Вновь опустили два аварийных кадмиевых стержня, а регулирующий приподняли на 10 см (метка стала 2600). После 10-минутного перерыва И. В. Курчатов быстро вывел из реактора два аварийных стержня. График (см. рис. 16, $l = 2600$ мм) показывал почти линейный рост мощности реактора во времени. Впервые звуковые сигналы стали воющими. Световые индикаторы уже не мигали, а просто светились ярким желтовато-красным цветом. Все присутствующие с волнением обернулись к И. В. Курчатову, который в это время внимательно смотрел на график. Наконец он заявил, что хотя эффективный коэффициент размножения достиг единицы, но это еще не доказательство того, что реактор создан. Надо еще раз проделать все сначала.



В следующем опыте регулирующий стержень И. В. Курчатова дополнительно извлек уже не на 10 см, как в предыдущих сериях, а только на 5 см (метка стала 2550). После быстрого подъема Игорем Васильевичем двух аварийных кадмиевых стержней все присутствующие с удвоенным вниманием стали наблюдать за световыми и звуковыми сигналами, отражающими развитие цепной реакции деления ядер урана-235. Через 30 минут все звуковые индикаторы выли, световые ярко светились, гальванометр в цепи токовой ВФ₃-камеры уже отклонялся не равномерно, как в предыдущей серии, а все быстрее и быстрее (при $ЭКР > 1$ должно было наблюдаться и фактически наблюдалось экспоненциальное во времени возрастание мощности реактора). Напряжение всех присутствующих достигло предела, когда дублирующая ВФ₃-импульсная установка, расположенная внутри подземной лаборатории, стала вместо двух-трех фоновых щелчков в минуту выдавать все более и более частые сигналы. Это означало, что нейтроны из реактора, пронизав большие толщи земли и цемента, попали в подземную лабораторию...

И. В. Курчатова нажал на кнопку аварийного сброса кадмиевых стержней. Частота звуковых и световых сигналов стала быстро снижаться. Саморазвивающаяся цепная реакция по воле человека была вызвана и по воле человека погашена!

Так 25 декабря 1946 г. в 18 часов впервые в СССР и Европе И. В. Курчатова с помощниками осуществили управляемую цепную реакцию деления урана.

В первые же сутки эксплуатации построенного реактора (с 25 декабря 1946 г. в течение многих лет первый реактор эксплуатировался круглосуточно) удалось найти приблизительное соотношение между показаниями гальванометров для нейтронных датчиков и уровнями мощности. В эти сутки пуски реактора ограничивались мощностью в пределах от 0,1 до 100 *вт*.

В то время практически не были известны количественные характеристики запаздывающих нейтронов, поэтому было решено степень надкритичности реактора выражать периодом (T_2) разгона его мощности в два раза при полностью извлеченных кадмиевых стержнях. В день пуска реактора у физиков еще не хватало смелости полностью извлечь из реактора центральный регулирующий стержень, но на второй после этого день в присутствии И. В. Курчатова это было осуществлено и при этом зафиксировали надкритичность реактора, соответствующую $T_2 = 134$ сек. По современным данным о запаздывающих нейтронах, такая надкритичность соответствует $k - 1 = 50 \cdot 10^{-5}$.

В ближайшие дни после пуска реактора эта надкритичность уже не стала удовлетворять ни строителей реактора, ни все увеличивавшегося количества его потребителей. Было решено достроить реактор еще несколькими слоями уран-графитовой решетки с тем, чтобы достичь периода удвоения мощности 12 сек (с современной точки зрения надкритичность при этом была $k - 1 = 230 \cdot 10^{-5}$). В реактор заложили около 45 т урановых и 450 т графитовых блоков. В графитовых блоках активной зоны реактора было высверлено около 30 тысяч отверстий под урановые блоки. На рис. 17 представлен вид реактора со дна котлована.

ПЕРВЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ И ПРИМЕНЕНИЯ РЕАКТОРА

За прошедшее после пуска реактора время на нем было выполнено большое количество экспериментальных исследований. Приведем здесь только наиболее характерные, «пионерные» исследования и работы.

Прежде всего было измерено и сравнено с теорией распределение плотности тепловых нейтронов по радиусу реактора. Измерения вели с помощью золотых индикаторов. Обнаружили предсказанный теорией характерный



Рис. 17. Вид на ядерный реактор со дна котлована. Внизу графитовой кладки виден металлический барьер для защиты нижних слоев графитовой кладки отражательной зоны реактора от случайного попадания воды в дно котлована.

второй максимум плотности нейтронов (тепловых) в отражательной зоне реактора. Доказали, что средний коэффициент размножения бесконечной уран-графитовой решетки, соответствующий активной зоне реактора, равен 1,045.

Далее исследовали и внедрили в практику метод использования изменений реактивности как количественной характеристики некоторых физических явлений. Такой метод (метод реактивности) со временем приобрел важное значение в физическом контроле качества урана, графита, уран-графитовых решеток и т. п. различных изделий для промышленных ядерных реакторов Советского Союза.

Поскольку описываемый реактор был собран внутри открытого котлована, естественно было ожидать зависимость его $ЭКР$ от атмосферного давления. В течение недели, когда реактор эксплуатировался на весьма малых уровнях мощности (не более 100 *вт*), измеряли реактивность (т. е. $ЭКР$) реактора при изменении атмосферного давления. Оказалось, как это и следовало из элементарной теории, что с изменением атмосферного давления на 1 *мм рт. ст.* $ЭКР$ реактора изменяется на $(0,9 \pm 0,1) \cdot 10^{-5} \text{ 1/мм рт. ст.}$

Еще до начала строительства реактора было очевидным, что цепной процесс при $ЭКР \geq 1$ будет самоподдерживающимся, т. е. без каких бы то ни было посторонних источников нейтронов этот процесс будет во времени либо постоянным ($k = 1$), либо развивающимся ($k > 1$). Однако было очевидным и то, что только посторонние источники нейтронов могут «зажечь» цепной процесс в ядерном реакторе. Следовательно, они при малых уровнях мощности должны играть первостепенную роль в кинетике его цепного процесса.

Исходя из этих качественных соображений в первый же период эксплуатации реактора были предприняты теоретические и экспериментальные исследования влияния посторонних источников нейтронов на цепной процесс в реакторах. Как это и следовало из теории, положение регулирующего стержня при одном и том же постоянном уровне мощности реактора тем больше зависит от интенсивности посторонних источников нейтронов внутри него, чем меньше уровни мощности реактора. Было доказано, что для исключения влияния нейтронов самопроизвольного деления ^{235}U урана внутри реактора и нейтронов, идущих из пространства, окружающего реактор, на положение регулирующего стержня в описанном методе реактивности требуется поддерживать уровень мощности реактора выше чем 0,8 *вт*. Если бы в центре реактора постоянно находился посторонний $\text{Ra} - \alpha - \text{Be}$ -источник нейтронов с 2 г радия, то при этом, как показали измерения, исключить влияние его нейтронов на положение регулирующего стержня удавалось бы только при постоянных уровнях мощности реактора выше 200 *вт*.

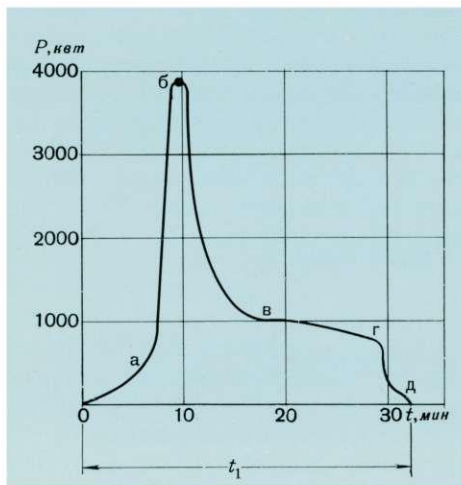
Был предложен и экспериментально исследован метод измерения мощности источников нейтронов с помощью ядерного реактора (при $k < 1$, $k = 1$ и $k > 1$).

Большое практическое значение имел ядерный реактор для получения различного рода искусственно-радиоактивных веществ и прежде всего небольших количеств плутония. Для этих целей требовались высокие уровни мощности и длительная работа реактора. Поэтому в первые годы эксплуатации многократно осуществлялся дистанционный пуск реактора с дублирующего пульта управления.

В процессе осуществления дистанционного запуска реактора с выделением ядерной энергии в количестве от 100 до 1000 *квт-ч* были качественно обнаружены интересные тепловые эффекты, в результате которых происходит тем большее уменьшение $ЭКР$ реактора, чем большая суммарная энергия извлекается из него за один и тот же промежуток времени.

На рис. 18 приведена типичная кривая кинетики мощности реактора при дистанционном его запуске. В этом конкретном случае реактор до своего пуска обладал реактивностью $k - 1 = 180 \cdot 10^{-5}$. При $t < 0$ из реактора были

Рис. 18. Типичная кривая кинетики реактора при полностью извлеченных регулирующих и аварийных кадмиевых стержнях.



заранее извлечены два его аварийных стержня, а в момент пуска ($t = 0$) быстро полностью извлекли и регулирующий стержень. После такого пуска реактора в нем сравнительно быстро (см. рис. 18, отрезок $аб$) развилась большая мощность в 3890 kвт , почти внезапно (точка $б$) после этого произошло саморегулирование мощности, затем также сравнительно быстро — резкое ее падение (отрезок $бв$) до $P \approx 1000 \text{ кВт}$ и, наконец, начался уже весьма медленный спад мощности (отрезок $вг$).

На основании анализа многочисленных дистанционных пусков реактора было сделано заключение, что медленный спад мощности после пика может продолжаться сколь угодно долго. В рассматриваемом же конкретном случае с помощью сброса при $t = 30 \text{ мин}$ аварийных стержней (точка $г$) произошло ограничение выделенной реактором энергии 540 $\text{kвт}\cdot\text{ч}$.

Обнаруженными в процессе обычной дистанционной эксплуатации реактора такого рода тепловыми эффектами очень заинтересовались не только его строители, но и строители последующих уран-графитовых реакторов СССР. Их подробно исследовали и получили много фундаментальных сведений для строителей промышленных реакторов.

При многочисленных дистанционных пусках реактора характерными оказывались сравнительно кратковременные (3—5 мин) мощные энерговыделения реактора, предшествующие в каждом случае наступлению совсем кратковременного пребывания реактора на постоянном уровне мощности (точка $б$ на рис. 18; в этой точке $k = 1$; ее условно называли моментом самокомпенсации реактора).

Одновременно с указанными выше экспериментами на реакторе проводился подбор оптимальной решетки для первого в СССР промышленного реактора.

Следует еще упомянуть о налаженном на реакторе в широких масштабах физическом контроле качества (линейности, разрешающего времени и т. п.) промышленных ионизационных токовых и импульсных датчиков радиации (нейтронов и гамма-квантов). Для решения этой задачи было использовано одно из интереснейших свойств реактора — легкость, точность, удобство и безопасность получения постоянных во времени потоков различных видов радиации в широчайшем интервале их интенсивностей.

В заключение хотелось бы еще раз напомнить читателям, что процесс создания весьма кратко описанного здесь ядерного реактора происходил в основном в тяжелые годы Великой Отечественной войны. Реактор был сооружен в результате героического труда всего советского народа, создавшего под руководством Коммунистической партии урановую и графитовую промышленность. Сравнительно небольшой коллектив первого атомного центра Советского Союза под руководством академика И. В. Курчатова совершил в военное время трудовой подвиг — в открытом поле, в палатках, землянках и в простых корпусах днем и ночью монтировал, собирал, разбирал и опять собирал, рассчитывал, экспериментировал и, наконец, 25 декабря 1946 г.

в 18 часов осуществил успешный запуск первого в СССР и Европе ядерного реактора. Уже 21-й год этот реактор является одной из экспериментальных баз Института атомной энергии им. И. В. Курчатова. На нем решались, решаются и еще будут решаться физические, технические, химические, биологические и другие важные для народного хозяйства задачи.

ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ РЕАКТОРЫ

В. В. ГОНЧАРОВ

Исследовательские реакторы служат источником нейтронов для экспериментальных работ в различных областях науки и техники, а также для получения радиоактивных изотопов.

Первые исследовательские ядерные реакторы были созданы для работ по ядерной физике и для изучения вопросов эксплуатации и разработки промышленных реакторов, производящих плутоний. В дальнейшем ядерные излучения и радиоактивные изотопы, получаемые в реакторах, стали использоваться как мощное орудие исследования не только в ядерной физике и реакторной технологии, но и в других областях науки, таких, как физика твердого тела, химия, биология, медицина, а также во многих отраслях промышленности и техники. Сейчас ядерный реактор — необходимая часть оснащения научных институтов, ведущих исследования в указанных областях.

В Советском Союзе исследовательские реакторы сыграли важную роль в развитии ядерной физики и атомной энергетики.

Первый ядерный реактор в Европе, в котором осуществлена самоподдерживающаяся цепная реакция, был создан в нашей стране под руководством академика И. В. Курчатова. Это было огромным достижением, имеющим фундаментальное значение. Исключительно ценный опыт, полученный на первом реакторе, и проведенные на нем исследования по ядерной физике позволили перейти к проектированию и сооружению других реакторов.

Основные компоненты активной зоны реактора — ядерное топливо в виде тепловыделяющих элементов различной конструкции и замедлитель нейтронов. Активная зона окружается отражателем нейтронов. Выделяющееся в реакторах тепло отводится различными теплоносителями. Для защиты людей от вредного воздействия излучений вокруг реактора сооружается биологическая защита.

Материалы, используемые в активной зоне, должны удовлетворять обычным конструктивным требованиям и вместе с тем обладать специфическими ядерными свойствами: радиационной стойкостью (устойчивостью в поле излучения), незначительным бесполезным поглощением тепловых нейтронов (для уменьшения потери нейтронов), низкой способностью к активации. Исключение составляют стержни системы управления реактором, которые выполняются из материалов, сильно поглощающих нейтроны (бор, кадмий и др.).

Сердечники тепловыделяющих элементов, содержащие ядерное топливо, заключаются в герметичные оболочки (преимущественно из алюминия), чтобы не допустить загрязнения теплоносителя радиоактивными продуктами деления. Тепловыделяющие элементы выполняются в виде блоков, стержней и труб. Часто тепловыделяющие элементы объединяют в сборки или кассеты.

Важнейшая характеристика исследовательского реактора — поток нейтронов, равный числу нейтронов, проходящих в 1 сек через 1 см² площади.

Нейтронный поток неравномерно распределен в реакторе. Обычно он достигает максимального значения в центре реактора и по мере удаления от центра уменьшается. Поток тепловых нейтронов пропорционален удельной топливной мощности реактора, т. е. мощности, снимаемой с единицы веса делящегося вещества (ядерного топлива), загруженного в реактор.

Для экспериментов, связанных с изучением изменений свойств веществ под действием нейтронного излучения (радиационные повреждения), важен поток быстрых нейтронов. Такой поток пропорционален удельной объемной мощности реактора, т. е. мощности, отнесенной к единице объема активной зоны реактора.

Чтобы получить максимальный поток тепловых и быстрых нейтронов, следует довести удельную топливную и объемную мощности до наибольших значений. Это означает, что исследовательские реакторы должны иметь небольшие размеры. Однако габариты реакторов можно уменьшать только до определенных пределов, иначе будет затруднено проведение испытаний опытных образцов необходимых размеров. Кроме того, чрезмерное увеличение удельной мощности реакторов при высокой плотности тепловыделения ограничивается возможностями отвода тепла.

Меру нейтронного облучения различных образцов в реакторах оценивают величиной интегрального потока, который равен произведению потока нейтронов на время его действия.

Для широкого круга физических, биологических и медицинских исследований, а также для производства изотопов применяются реакторы с потоками нейтронов примерно 10^{13} нейтрон/(см²·сек).

Имеются реакторы с более низкими диапазонами потоков: 10^{13} — 10^{11} нейтрон/(см²·сек); 10^{11} — 10^9 нейтрон/(см²·сек), и, наконец, реакторы, работающие на малых мощностях и дающие 10^9 — 10^7 нейтрон/(см²·сек).

Экспериментальные возможности реакторов с потоком от 10^7 до 10^{11} нейтрон/(см²·сек), мощностью от долей ватта до 10 квт крайне ограничены, поэтому их применяют преимущественно для обучения студентов, проведения отдельных экспериментов и получения короткоживущих радиоактивных изотопов. Некоторые из них практически не требуют охлаждения, в других охлаждение осуществляется естественной конвекцией теплоносителя.

В современных реакторах, предназначенных главным образом для технических исследований, потоки тепловых нейтронов составляют примерно 10^{14} нейтрон/(см²·сек) и более. Однако для некоторых экспериментов такие потоки оказываются уже недостаточными, и поэтому в отдельных случаях создаются реакторы с потоком нейтронов 10^{15} нейтрон/(см²·сек) и выше.

Существующие в различных странах мира исследовательские реакторы различного типа и назначения имеют тепловую мощность в пределах от долей ватта до 200 тыс. квт.

Исследовательские реакторы снабжаются устройствами для вывода нейтронных пучков. Обычно это горизонтальные каналы, идущие от края (иногда из центра) активной зоны через отражатель и защиту наружу, где располагаются различные физические установки для исследований. Каналы для вывода пучков нейтронов снабжаются специальными дистанционно управляемыми затворами, позволяющими открывать или закрывать их, не прерывая работу реактора. Для облучения различных образцов и экспериментальных приборов предусматриваются специальные каналы (в большинстве случаев вертикальные). Эти каналы устанавливаются в активную зону или отражатель. Для исследований короткоживущих изотопов предусматриваются каналы с автоматической подачей образцов.

В пучках нейтронов, выходящих из отражателя, содержится много быстрых нейтронов. Для некоторых же опытов необходимы только тепловые нейтроны. Тогда в исследовательских реакторах создаются специальные колон-

ны. Они представляют собой собранные из отдельных графитовых блоков призмы, в которых происходит замедление быстрых нейтронов. Эти призмы монтируются в проеме защиты реакторов.

Мощные исследовательские реакторы снабжаются «петлями» — каналами с автономными циркуляционными контурами охлаждения. Петли используются для испытаний новых конструкций тепловыделяющих элементов (ТВЭЛов) будущих энергетических ядерных реакторов. В петлях с определенным видом теплоносителя создаются рабочие условия, по температуре и давлению соответствующие проектным параметрам разрабатываемых энергетических реакторов, и изучаются поведение тепловыделяющих элементов в процессе выгорания ядерного горючего, накопление продуктов деления, а также возможные радиационные нарушения.

Исследования в петлях имеют исключительно важное значение для развития атомной энергетики. Следует учитывать, что большое количество данных, необходимых для проектирования новых энергетических реакторов разного типа, может быть получено только экспериментально. При проектировании новых реакторов выбирают варианты с различными типами тепловыделяющих элементов, теплоносителей и замедлителей. Все они нуждаются в опытной проверке. Если для испытания каждого варианта сооружать прототип реактора, то потребуются очень большие затраты. Использование петель позволяет решать многие задачи без создания прототипов.

Для атомной энергетики огромное значение имеет проблема поведения материалов в интенсивных полях излучения. Действие высоких потоков нейтронов на свойства материалов изучено еще недостаточно. Известно, что влияние излучения вызывает значительные изменения свойств некоторых материалов, например графита и урана, за сравнительно небольшой период времени. У графита увеличиваются размеры, меняются в десятки раз теплопроводность и электропроводность. У металлов резко падает пластичность — происходит охрупчивание, возрастают твердость и прочность.

Важная задача атомной энергетики, развитие которой идет в направлении все более глубокого выжигания ядерного топлива и более напряженных режимов работы, — изыскание материалов, в меньшей степени подвергающихся изменениям под действием излучения. Для этого неопределимы мощные исследовательские реакторы. Особое преимущество мощных реакторов с интенсивными потоками нейтронов заключается в том, что они дают возможность достигать при испытаниях большего эффекта за более короткое время. На них можно изучать такие явления, которые не обнаруживаются при проведении испытаний в реакторах меньшей мощности.

Исследовательские реакторы можно классифицировать по типу, мощности или интенсивности потока нейтронов и по назначению.

В зависимости от расположения замедлителя и ядерного топлива, т. е. устройства активной зоны, реакторы делятся на гетерогенные и гомогенные. В гетерогенных реакторах топливо в виде блоков (тепловыделяющих элементов) размещается в замедлителе с образованием пространственной решетки. В гомогенных реакторах топливо и замедлитель перемешаны и представляют собой однородную смесь.

Гетерогенные и гомогенные реакторы можно классифицировать также по скорости или энергии нейтронов на тепловые, промежуточные и быстрые. Во всех странах сейчас применяются в основном исследовательские реакторы на тепловых нейтронах.

В качестве ядерного топлива используются: природный уран с содержанием 0,714% изотопа U^{235} , слабообогащенный уран с содержанием U^{235} до 1,5—2%, высокообогащенный уран с содержанием 90% U^{235} и раствор химических соединений высокообогащенного урана (например, раствор уранилсульфата в воде).

В качестве замедлителей применяются вещества с малым атомным весом, минимальным сечением поглощения нейтронов и достаточной радиационной стойкостью: графит, бериллий или окись бериллия, тяжелая и обычная вода.

Теплоносителями служат главным образом обычная и тяжелая вода, газы (воздух, гелий и др.).

Перечислим основные типы исследовательских реакторов:

- 1) реакторы на природном уране с графитовым замедлителем;
- 2) реакторы на обогащенном уране с графитовым замедлителем;
- 3) реакторы на природном уране с тяжеловодным замедлителем;
- 4) реакторы на обогащенном уране с тяжеловодным замедлителем;
- 5) реакторы на обогащенном уране с замедлителем из обычной воды;
- 6) гомогенные реакторы на обогащенном уране.

Реакторы каждого типа могут существенно отличаться конструктивным выполнением, мощностью и другими особенностями.

Основное преимущество применения природного урана в качестве топлива в реакторах заключается в его доступности и более низкой стоимости, чем стоимость обогащенного урана. Однако в реакторе на природном уране из-за поглощения нейтронов U^{238} критическая масса и соответственно размеры получаются большие. Поэтому для достижения равных потоков нейтронов мощность реактора на природном уране с графитовым замедлителем должна быть во много раз больше, чем мощность реактора на обогащенном уране. В результате это приводит к усложнению всей конструкции и повышению стоимости.

Реакторы на обогащенном уране с графитовым замедлителем сравнительно компактны и не имеют недостатков, свойственных графитовым реакторам на природном уране. Высокие потоки нейтронов в них достигаются при сравнительно небольших размерах активной зоны, удобных для проведения многих экспериментов.

Реакторы на природном уране с тяжеловодным замедлителем позволяют получать достаточно высокие потоки нейтронов, но при относительно высокой мощности. В тяжеловодных реакторах на обогащенном уране высокие потоки нейтронов достигаются при меньшей мощности.

Реакторы на обогащенном уране с замедлителем из обычной воды имеют небольшие размеры, и в них достигаются интенсивные потоки тепловых и быстрых нейтронов.

В гомогенных реакторах, работающих при высокой удельной мощности, обеспечиваются интенсивные потоки нейтронов. Серьезным недостатком гомогенных реакторов является опасность радиоактивного загрязнения в случае нарушения герметичности реакторной установки.

В Советском Союзе созданы исследовательские реакторы почти всех перечисленных типов, причем наибольшее распространение получили, так же как и за границей, реакторы на обогащенном уране с замедлителем из обычной воды, иначе называемые водо-водяными (мощностью более 100 *квт*).

Рассмотрим основные исследовательские реакторы, разработанные в СССР, и тенденции их развития.

Тяжеловодный исследовательский реактор (ТВР) Института теоретической и экспериментальной физики был спроектирован в 1947 г. и введен в действие в апреле 1949 г. Реактор предназначался для физических, биологических, радиационно-химических исследований и для получения радиоактивных изотопов. Мощность реактора 500 *квт*, максимальный поток тепловых нейтронов $2 \cdot 10^{12}$ нейтрон/(*см*²·*сек*). Топливом служил природный уран в количестве 2,5 *т*, в качестве замедлителя и теплоносителя использовалась тяжелая вода (4,5 *т*).

Реактор (рис. 1) размещен в цилиндрическом тонкостенном алюминиевом баке диаметром 175 и высотой 195 *см*, залитом тяжелой водой. Вокруг бака

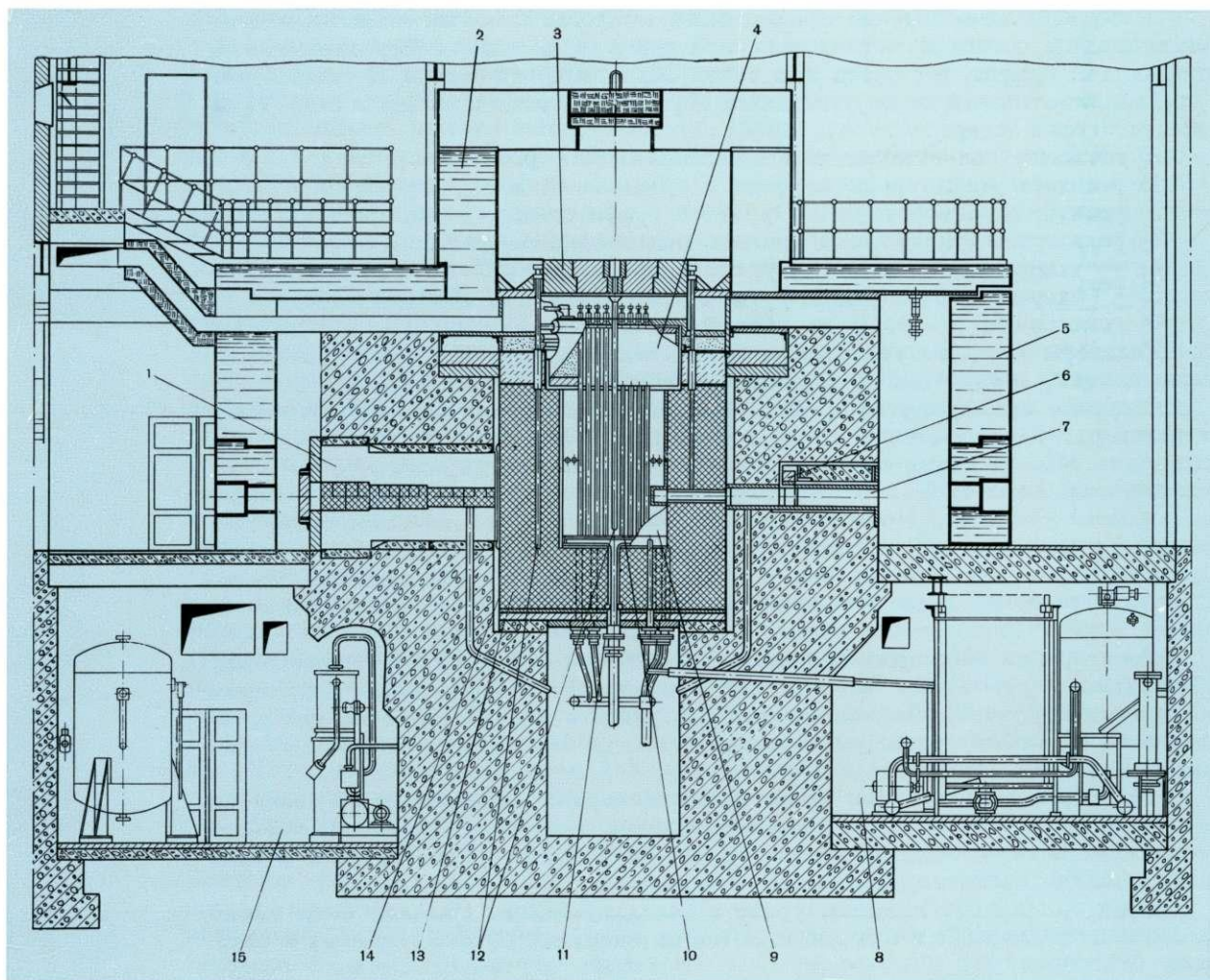


Рис. 1. Продольный разрез реактора ТВР:

1 — тепловая колонна; 2 — верхняя водяная защита; 3 — чугунная плита; 4 — пробка; 5 — боковая водяная защита; 6 — шибер; 7 — горизонтальный экспериментальный канал; 8 — помещение тяжеловодного контура; 9 — реактор (внутренний корпус); 10 — двойное дно реактора; 11 — технологический корпус; 12 — вертикальные экспериментальные каналы; 13 — графитовая кладка; 14 — внешний корпус; 15 — помещение гелиевого контура.

и снизу устанавливается графитовый отражатель толщиной 100 см, окруженный герметичным стальным кожухом. Боковая защита толщиной 2,5 м выполнена из бетона.

Тепловыделяющие элементы в виде стержней диаметром 28 мм, длиной 160 см с алюминиевыми оболочками подвешиваются на верхней вращающейся плите, над которой расположены свинцовая защитная крышка с четырьмя щелевыми затворами и герметичная крышка из нержавеющей стали с четырьмя щелевыми уплотнениями. Вращающаяся плита и щелевые затворы позволяют заменять любой урановый стержень, не прибегая при этом к разборке верхней защиты.

Тепло из активной зоны реактора отводится в результате естественной конвекции тяжелой воды. Для охлаждения самой тяжелой воды ее прокачивают через теплообменники, в которых тепло передается обычной воде.

Под действием излучения тяжелая вода в реакторе разлагается на тяжелый водород и кислород, образуя гремучую смесь. Для удаления гремучей смеси предусмотрена система циркуляции гелия, заполняющего пространство над тяжелой водой в реакторе. Гелий разбавляет гремучую смесь и уносит ее из реактора вместе с парами тяжелой воды. Гремучая смесь подвергается каталитическому сжиганию в контактном аппарате на палладиевом катализаторе, а вновь образующаяся при этом тяжелая вода возвращается в реактор. Тяжелая вода после конденсации ее паров в конденсаторе также возвращается в реактор.

Управление реактором осуществляется с помощью шести кадмиевых стержней в алюминиевых оболочках.

В реакторе для вывода пучков нейтронов предусмотрено шесть горизонтальных каналов, доходящих до внешнего стального корпуса; три горизонтальных канала, доходящих до внутреннего алюминиевого корпуса, вертикальные каналы, а также тепловая колонна. В центре активной зоны для облучения установлен глухой алюминиевый канал диаметром 90 мм, проходящий через верхнюю крышку.

В целях повышения параметров и расширения экспериментальных возможностей в 1957 г. была успешно осуществлена реконструкция реактора ТВР.

Мощность реактора доведена до 2500 *квт* (т. е. увеличена в 5 раз), максимальный поток нейтронов при этом достиг $2,5 \cdot 10^{13}$ нейтрон/(см²·сек). Вместо природного урана использован уран, обогащенный до 2% изотопом U^{235} . Полная загрузка реактора ураном 2%-ного обогащения составляет 275 кг. Тепло выделяющие элементы выполнены в виде трубок диаметром 37×29 мм, длиной 107 мм. Трубчатые элементы, установленные в рабочих каналах из алюминия, охлаждаются с наружной и внутренней стороны. Отвод тепла из реактора осуществляется двумя контурами. Во втором контуре охлаждения циркулирует обычная вода.

В новом реакторе использованы биологическая защита, графитовый отражатель, внешний стальной корпус, системы сжигания гремучей смеси и горизонтальные каналы старого реактора. Верхняя защита в новом реакторе была усилена. Кроме того, с целью уменьшения нейтронного фона в зале, мешающего проведению экспериментов, над реактором сверху был сооружен водный экран толщиной 1 м. Система управления реактором включает 12 кадмиевых стержней в алюминиевых оболочках.

Демонтаж старого и монтаж нового реактора — сложная задача, потому что многие конструктивные узлы были радиоактивны и, следовательно, некоторые работы приходилось выполнять дистанционно.

Чтобы повысить поток нейтронов, шесть существовавших горизонтальных каналов были удлинены — доведены до внутреннего корпуса реактора. Для облучения различных образцов в реакторе имеется 52 вертикальных канала: 24 в активной зоне и 28 в графитовом отражателе.

В 1964 г. на реакторе ТВР заменили топливо: вместо урана 2%-ного обогащения загрузили уран, обогащенный до 80% изотопом U^{235} , что позволило при сохранении прежней мощности (2500 *квт*) увеличить максимальный поток в реакторе до $4 \cdot 10^{13}$ нейтрон/(см²·сек), удвоить поток нейтронов на выходе из горизонтальных каналов и создать для облучения материалов новые вертикальные каналы, которые устанавливались внутри новых кольцевых тепловыделяющих элементов.

Тяжеловодный реактор ТВР-С предназначен для исследовательских работ в области физики, химии, биологии, а также для получения радиоактивных изотопов. Мощность реактора 7000—10 000 *квт*, максимальный поток тепловых нейтронов $8,4 \cdot 10^{13}$ нейтрон/(см²·сек). Замедлителем и теплоносителем служит тяжелая вода (ее объем 5 м³). В качестве топлива используется уран, обогащенный до 2% изотопом U^{235} . Максимальная загрузка U^{235} составляет 7 кг.

Активная зона размещена в цилиндрическом алюминиевом сосуде диаметром 140 и высотой 124 см, заполненном тяжелой водой. Она собрана из вертикальных рабочих каналов, в которые загружены тепловыделяющие элементы, имеющие форму втулок. Сбоку активная зона окружена графитовым отражателем, снизу — слоем тяжелой воды. Биологическая защита выполнена из бетона. Тяжелая вода, охлаждающая реактор, циркулирует по замкнутому контуру. Продукты разложения воды — гремучая смесь — захватываются потоком циркулирующего гелия и подвергаются каталитическому сжиганию, как и в реакторе ТВР. Управление реактором осуществляется с помощью 12 стержней.

Для вывода нейтронных пучков в реакторе имеется шесть горизонтальных каналов и тепловая колонна. В активной зоне предусмотрено девять вертикальных экспериментальных каналов, в графитовом отражателе — 34 и два для биологических исследований за боковым отражателем реактора.

Для физических и технических испытаний был создан реактор РФТ мощностью 10 000 квт с максимальным потоком нейтронов $8 \cdot 10^{13}$ нейтрон/(см²·сек). Он введен в эксплуатацию в Институте атомной энергии им. И. В. Курчатова в апреле 1952 г. Замедлителем в реакторе служил графит и отчасти вода.

Активная зона реактора представляла собой выложенный из графитовых блоков цилиндр диаметром 1 м и высотой 1 м, в котором располагалось 37 рабочих каналов из алюминиевого сплава с тепловыделяющими элементами. По каналам циркулировала вода, охлаждающая реактор. Температура воды на входе в каналы составляла 20—30° С, на выходе 60—70° С, давление на входе в каналы 12 атм. Активная зона окружена графитовым отражателем толщиной 0,8 м и бетонной биологической защитой.

Активная зона и отражатель были установлены в герметичном стальном корпусе, заполненном гелием для обеспечения лучшего отвода тепла от графита. При этих условиях температура графита достигала 470° С.

Каналы со стержнями регулирования и аварийной защиты располагались между рабочими каналами.

Для физических экспериментов в реакторе РФТ были предусмотрены тепловая графитовая колонна, три горизонтальных канала для вывода пучков нейтронов, снабженные затворами с дистанционными приводами, канал пневмопочты и несколько вертикальных каналов для облучения различных образцов.

В этом реакторе впервые были созданы петли — устройства для испытания опытных твэлов различной конструкции в реальных условиях их будущей работы в новых энергетических реакторах. Было сооружено пять петель с разными теплоносителями (вода при давлении 100 и 200 атм и температуре до 320° С, газ и жидкий металл при более высоких температурах).

Одна из трудных задач, возникших при сооружении реактора РФТ, — создание тепловыделяющих элементов сложной конструкции, которые должны работать с высокими удельным энерговыделением и тепловыми нагрузками. Проблема усложнялась тем, что, как показали исследования, в результате облучения урановые образцы сильно изменяли форму и размеры. Это исключало возможность изготовления устойчивых тепловыделяющих элементов из обогащенного металлического урана, работающих с большим выгоранием U^{235} .

Сложная задача создания для РФТ и других реакторов не распухающих и не подвергающихся деформации тепловыделяющих элементов с максимальным сроком службы в напряженных условиях была успешно решена в соответствии с принципиально новой в то время идеей диспергирования делящегося вещества в разбавителе.

Интересно отметить, что специалисты США также пошли по пути создания диспергированных элементов для реакторов, работающих на обогащенном уране при высоких удельных нагрузках, в частности, для реактора МТН, пущенного в 1952 г. (это выяснилось из докладов американских ученых на Пер-



Рис. 2. Тепловыделяющие элементы и сборки:

однотрубный тепловыделяющий элемент реактора РФТ; шеститрубная тепловыделяющая сборка реактора РФТ; пятирубная тепловыделяющая сборка реактора МР (слева в верхнем углу показаны наконечники тепловыделяющего элемента и сборки).

вой международной конференции по мирному использованию атомной энергии в Женеве 1955 г.).

Твэлы РФТ (рис. 2) представляли собой трубы размером 48×41 мм и длиной 1 м, содержащие уран с 10%-ным обогащением изотопом U^{235} , разбавленный магнием. Снаружи и изнутри трубы покрыты алюминиевыми оболочками. В каналах вода, охлаждающая тепловыделяющие элементы, проходила сверху вниз через кольцевой зазор между трубой канала и внешней поверхностью трубчатого твэла и поднималась по внутренней полости элемента.

Тепловыделяющие элементы работали в очень напряженных условиях. Максимальная мощность, снимаемая с одного рабочего канала РФТ, составляла 400 кВт, а тепловая нагрузка поверхности — $2 \cdot 10^6$ ккал/(м²·ч). Рабочая нагрузка реактора равнялась 5,5 кг U^{235} .

В связи с увеличением объема работ по испытанию тепловыделяющих элементов новых конструкций в 1957—1958 гг. была проведена частичная реконструкция реактора РФТ, после чего максимальный поток нейтронов был увеличен до $1,8 \cdot 10^{14}$ нейтрон/(см²·сек), а мощность до 15—20 Мвт. Максимально возможный поток нейтронов, равный $3 \div 4 \cdot 10^{14}$ нейтрон/(см²·сек), достигался в центральном канале, заполненном водой, без тепловыделяющего элемента. Максимальная мощность, снимаемая с одного рабочего канала, составляла 1000 кВт.

Основой реконструкции явились новые, оригинальные по конструкции и технологии изготовления тепловыделяющие элементы с ураном, обогащен-

ным до 90% изотопом U^{235} , обладающие сильно развитой поверхностью охлаждения.

Новые тепловыделяющие сборки (ТВС) состояли из шести или пяти концентрично расположенных тонкостенных трубчатых элементов длиной 1 м (см. рис. 2). Трубы изготавливались из уран-алюминиевого сплава с защитным покрытием из алюминия. Внутри сборок могли устанавливаться для облучения экспериментальные образцы. ТВС такой конструкции, которые начали использовать в реакторе РФТ с 1956 г., показали высокую живучесть и надежность в эксплуатации. Элементы успешно работают даже при достижении среднего выгорания U^{235} свыше 50%.

В результате применения рабочих каналов большего диаметра (75 мм вместо 54 мм) и новых тепловыделяющих элементов объемное содержание воды в активной зоне увеличилось в 3,5 раза при одновременном увеличении концентрации U^{235} в 1,5 раза, вследствие чего резко возрос запас реактивности реактора. При этом объем активной зоны был уменьшен на 30%.

Увеличение реактивности реактора позволило освободить для экспериментальных целей 12 из 37 вертикальных каналов активной зоны, в которые ранее устанавливались тепловыделяющие элементы реактора.

Испытания в реакторе РФТ большого числа опытных тепловыделяющих элементов имели важное значение для отработки и выбора наиболее надежных и работоспособных конструкций элементов для реакторов (для Первой атомной электростанции, водо-водяных реакторов Ново-Воронежской атомной электростанции, газоохлаждаемого реактора Чехословацкой атомной электростанции, реакторов ледокола «Ленин», исследовательских реакторов СМ-2, ВВР-М и др.).

Важные результаты получены при испытании образцов сталей корпусов энергетических реакторов, циркониевых сплавов и других конструкционных материалов. Например, для корпусов энергетических реакторов высокого давления, которые предполагалось эксплуатировать свыше 20 лет, определены предельно допустимые дозы облучения.

Для получения радиоактивных изотопов и проведения некоторых исследований в январе 1952 г. был создан опытный уран-графитовый реактор ИР со средней тепловой мощностью 50 000 кВт. Поток тепловых нейтронов в центре активной зоны достигал $4,5 \cdot 10^{13}$ нейтрон/(см²·сек).

Активная зона и отражатель реактора представлял собой цилиндр высотой 5,8 м и диаметром 4,4 м, собранный из графитовых блоков, образующих вертикальные колонны. По оси каждой колонны устанавливаются сквозные рабочие каналы, в которые загружаются либо тепловыделяющие элементы (рабочие или опытные), либо образцы, для получения радиоактивных изотопов. Высота активной зоны 3,5 м, диаметр 3,6 м.

В реакторе 248 каналов, из которых 140 загружаются втулочными тепловыделяющими элементами. Горючее — уран, обогащенный до 2% изотопом U^{235} . Образцы загружают и выгружают через верх.

Температура графита в центральной части кладки, заполненной азотом, достигает во время работы реактора 400—500°С.

Охлаждается реактор водой, протекающей через каналы сверху вниз.

Позднее мощность реактора довели до 80 000 кВт и заменили топливо: вместо урана 2%-ного обогащения загрузили уран 10%-ного обогащения.

Следует отметить, что в 1955 г. до Первой международной конференции по мирному использованию атомной энергии в Женеве во всем мире имелось всего четыре мощных исследовательских реактора с потоком нейтронов $4 \cdot 10^{13}$ нейтрон/(см²·сек) и выше, из них два советских — РФТ и ИР [первый мощностью 10 000 кВт с потоком $8 \cdot 10^{13}$ нейтрон/(см²·сек); второй со средней мощностью 50 000 кВт с потоком $4,5 \cdot 10^{13}$ нейтрон/(см²·сек)], американский MTR [мощностью 30 000 кВт с потоком $4 \cdot 10^{14}$ нейтрон/(см²·сек)] и канадский NRX [мощностью 30 000 кВт с потоком $5 \cdot 10^{13}$ нейтрон/(см²·сек)].

Первые исследовательские реакторы на природном уране были громоздкими, сложными и дорогими. Например, объем первого советского реактора со сферической активной зоной диаметром 6 м составлял 270 м³, а вес графитовой кладки, включая отражатель, — примерно 450 т; загрузка природного урана равнялась 45 т.

Принципиально новым шагом в реакторостроении было создание исключительно компактных, простых и надежных в эксплуатации, относительно дешевых исследовательских водо-водяных реакторов, в которых в качестве замедлителя, теплоносителя и верхней защиты от нейтронов и γ -излучения используется обычная вода, а в качестве горючего — обогащенный уран. В этих реакторах обеспечивается возможность получения достаточно высоких потоков нейтронов при относительно небольших мощностях.

В период разработки в СССР (1948 г.) первых водо-водяных реакторов не было публикаций в мировой литературе по физике и конструкции таких реакторов.

Первый водо-водяной реактор был спроектирован в СССР в 1949 г. Мощность его достигала 10 000 кет.

Из-за специфики физики водо-водяных реакторов, связанной с тем, что при больших удельных мощностях вся замедляющая среда в них находится в движении, при котором происходят флуктуации плотности, возникли проблемы устойчивости цепной реакции и конструирования активной зоны. Высказывались опасения, что флуктуации плотности водяного замедлителя при высоких удельных мощностях могут привести к нерегулируемому саморазгону реактора с тяжелыми последствиями — к разрушению активной зоны или даже тепловому взрыву, хотя реакторы ограниченной удельной мощности на простой воде, как показывал опыт работы с ними, очень удобны.

В 1949 г. был изготовлен макет активной зоны и циркуляционного контура реактора в натуральную величину, проведены гидравлические испытания и исследовано образование и унос пузырей, вызывающих флуктуации плотности.

При дальнейшем проектировании этого реактора (РФТ) ориентировались на применение в активной зоне с целью увеличения ее размеров (в частности, высоты с 45 до 100 см) графитового замедлителя и лишь частично воды. Увеличение габаритов потребовалось для размещения петель больших размеров.

Реактор ВВР-2, сооруженный в Институте атомной энергии имени И. В. Курчатова, — первый в СССР водо-водяной исследовательский реактор значительной удельной мощности с бесканальной активной зоной. Он предназначен для изучения свойств материалов, применяемых в энергетических реакторах для защиты от нейтронного и γ -излучения, получения радиоактивных изотопов и для различных физических исследований.

Доклад о реакторе ВВР-2 и его работе был сделан в 1955 г. на Первой международной конференции по мирному использованию атомной энергии в Женеве.

Активная зона реактора ВВР-2, диаметром 50 см и высотой 50 см, образуется из простых по конструкции и технологии изготовления стержневых тепловыделяющих элементов диспергированного типа в алюминиевых оболочках, содержащих обогащенный до 10% изотопом U^{235} уран с магниевым разбавителем. Диаметр рабочей части элементов 9 мм, длина 500 мм.

Для удобства загрузки и выгрузки тепловыделяющие элементы объединены в кассеты по 15—16 штук в каждой. В активную зону загружается до 32 кассет. Элементы в активной зоне расположены вертикально и образуют решетку с шагом (расстояние между элементами) 17,5 мм. Рабочая загрузка реактора составляет 4,5 кг U^{235} . Активная зона размещена в трубе диаметром 500 мм, которая приварена к дну бака, заполненного водой. Вода в баке служит отражателем. Охлаждающая вода в активной зоне проходит сверху вниз.

Реактор снабжен некоторыми экспериментальными устройствами: горизонтальной выдвижной камерой, позволяющей проводить испытания многослойных пакетов защитных материалов, устанавливать тепловую колонну и выводить пучки нейтронов, а также вертикальными каналами.

Реактор ВВР-2 первоначально был рассчитан на мощность 300 *квт* с максимальным потоком $4 \cdot 10^{12}$ нейтрон/($\text{см}^2 \cdot \text{сек}$). Позднее мощность была увеличена до 3000 *квт*, а максимальный поток тепловых нейтронов до $4 \cdot 10^{13}$ нейтрон/($\text{см}^2 \cdot \text{сек}$). Реактор преимущественно работает на мощности 2000 *квт*, при этом максимальный поток тепловых нейтронов составляет $2,6 \cdot 10^{13}$ нейтрон/($\text{см}^2 \cdot \text{сек}$). Для исследования радиолiza органических теплоносителей и отработки режимов их регенерации на реакторе были сооружены петли.

На базе отработанных стержневых твэлов реактора ВВР-2 создан органо-органический экспериментальный реактор ОР мощностью 300 *квт*.

Серийный реактор ВВР-С представляет собой дальнейшее усовершенствование конструкции ВВР-2.

Мощность ВВР-С 2000 *квт*, максимальный поток тепловых нейтронов $2 \cdot 10^{13}$ нейтрон/($\text{см}^2 \cdot \text{сек}$). В этом реакторе практически сохранена конструкция активной зоны и технологическая схема реактора ВВР-2. Активная зона состоит из стержневых тепловыделяющих элементов, собранных в кассеты. В ней размещается 52 кассеты с 16 элементами в каждой (рис. 3). Активная зона устанавливается в баке с водой, окруженном биологической защитой из воды, чугуна и бетона. В верхней части реактора смонтированы вращающиеся крышки, разгрузочные и оптические устройства, облегчающие перегрузочные работы. Для экспериментов предусмотрены тепловая колонна, размещенная на выдвижной тележке, а также шесть вертикальных и девять горизонтальных каналов, из которых выводятся пучки нейтронов. Горизонтальные каналы оборудованы поворотными шиберами. Для работы с радиоактивными материалами в здании реактора сооружены четыре «горячие» камеры с дистанционно управляемыми манипуляторами.

В 1957 г. в Институте атомной энергии им. И. В. Курчатова пущен водоводяной исследовательский реактор ИРТ бассейнового типа. В отличие от реакторов ВВР-2 и ВВР-С, активная зона которых установлена в закры-

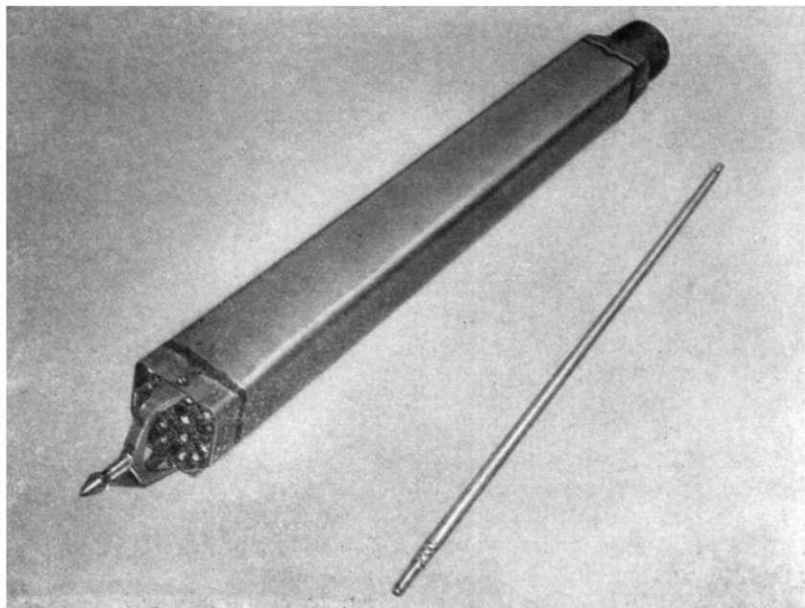


Рис. 3. Стержневой тепловыделяющий элемент и кассета реактора ВВР-С.



Рис. 4. Вид на реактор ИРТ-М со стороны зала с экспериментальными установками на горизонтальных каналах.

тых баках, в реакторе ИРТ активная зона размещена в открытом бассейне с водой.

Мощность реактора ИРТ 2000 *квт*, максимальный поток тепловых нейтронов $2,3 \cdot 10^{13}$ *нейтрон/(см²·сек)*.

Активная зона состоит из кассет со стержневыми тепловыделяющими элементами, аналогичными применяемым в реакторах ВВР-С. Для бокового отражателя используют графитовые блоки, заключенные в алюминиевые оболочки. В активную зону может быть загружено до 48 кассет с 16 элементами в каждой. Рабочая загрузка U^{235} в реакторе составляет 4 кг. Активная зона расположена на дне бака высотой 7,8 м, что создает большие удобства для проведения различных экспериментов и, в частности, для облучения крупных объектов. Бак окружен биологической защитой из тяжелого бетона. Боковая защита сделана достаточно малой толщины (1,8 м), чтобы обеспечить большую интенсивность потоков нейтронов на выходе из горизонтальных каналов. Она состоит из железо-цементной смеси высокой плотности с большим содержанием химически связанной воды.

Теплоноситель подается в активную зону снизу вверх. Особенность системы охлаждения реактора — применение водоструйного эжектора, упрощающего ее конструкцию. Насосы перекачивают только третью часть воды,

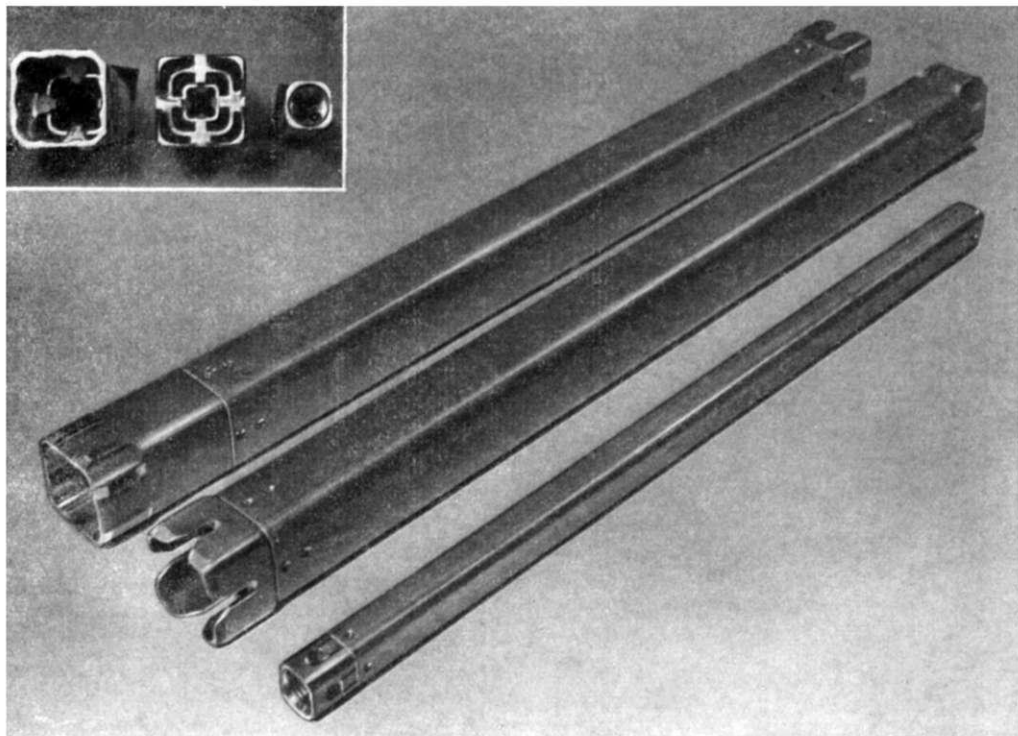


Рис. 5. Тепловыделяющая сборка реактора ИРТ-М в разобранном виде (слева в верхнем углу показаны наконечники трубчатых элементов).

циркулирующей через активную зону, подача остального количества обеспечивается подсосом эжектора. Оборудование первого контура системы охлаждения (насосы и пр.) доступно при работе реактора потому, что бак использован как емкость, в пределах которой происходит распад наведенной в теплоносителе короткоживущей активности. Реактор обладает большими экспериментальными возможностями. Он оснащен десятью горизонтальными, восьмью вертикальными экспериментальными каналами и тепловой колонной.

Реактор ИРТ сравнительно недорогой. Он используется как типовой для научно-исследовательских и учебных институтов.

За время успешной эксплуатации реактора ИРТ выполнено много исследований в области ядерной физики, физики твердого тела, радиобиологии и т. п. Возникшие новые направления требовали повышения физических параметров реактора и изменения экспериментальных устройств, в частности, для работ по физике твердого тела. В связи с этим в 1965 г. в Институте атомной энергии им. И. В. Курчатова был реконструирован реактор ИРТ (рис. 4). В пределах существующего бассейна создана активная зона нового реактора ИРТ-М с новой системой охлаждения.

Мощность реактора увеличена примерно до 5000 *квт* с максимальным потоком тепловых нейтронов $7 \cdot 10^{13}$ нейтрон/(*см*²·сек).

Мощность реактора ИРТ с 2000 до 5000 *квт* удалось увеличить, заменив кассеты со стержневыми тепловыделяющими элементами новыми тепловыделяющими сборками (ТВС) с более развитой поверхностью теплообмена. ТВС состоят из трех concentric расположенных трубчатых тепловыделяющих элементов квадратного сечения с высотой рабочей части 600 мм (рис. 5). Стенки трубчатых

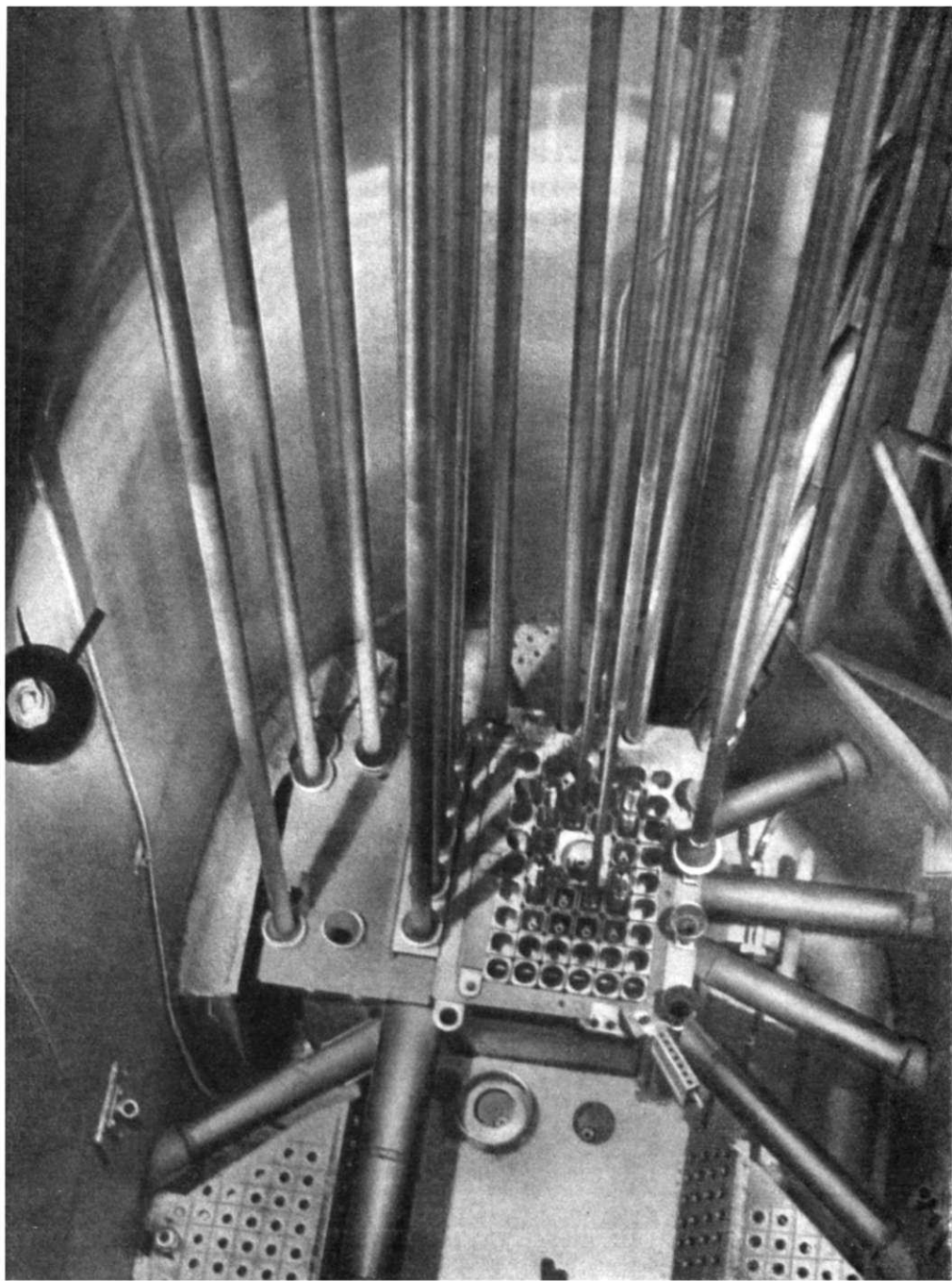


Рис. 6. Вид на верхнюю часть реактора ИРТ-М в бассейне.

элементов трехслойные: наружное и внутреннее покрытия из алюминия, а средний слой из уран-алюминиевого сплава (уран, обогащенный до 36% изотопом U^{235}). Во внутренний элемент любой сборки могут устанавливаться экспериментальные каналы для облучения образцов. Внутренний элемент можно извлекать из сборки, а на его место устанавливать экспериментальный канал большего диаметра или стержень системы управления реактором. Таким образом, значительная часть ТВС используется для экспериментальных целей, что при старой конструкции кассет со стержневыми элементами было невозможно. Новые ТВС взаимозаменяемы: их можно переставлять в активной зоне из одной ячейки в другую. Активная зона (рис. 6) собирается в любой комбинации из ТВС и блоков бериллиевого отражателя. Всего в активную зону может быть загружено до 48 ТВС.

Новая усовершенствованная система охлаждения с направлением движения теплоносителя в активной зоне сверху вниз позволила устранить недостатки старой системы и обеспечить большую доступность активной зоны для различных операций по загрузке и выгрузке экспериментальных образцов и облучению крупногабаритных изделий.

Вместо тепловой колонны создана экспериментальная установка для получения пучка холодных нейтронов, значительно расширившая экспериментальные возможности исследований в области физики твердого тела.

Горизонтальные каналы для вывода пучков нейтронов остались без изменения. Касательный канал сделан сквозным. Число вертикальных экспериментальных каналов значительно увеличено.

Для проведения некоторых экспериментов, требующих более высоких потоков тепловых нейтронов, создана ловушка нейтронов. Ловушка, представляющая собой водяную полость, окруженную металлическим бериллием, образуется при извлечении четырех центральных ТВС. Поток тепловых нейтронов в ловушке равен примерно $1,8 \cdot 10^{14}$ нейтрон/(см²·сек) при загрузке 20 ТВС.

Основная трудность в создании источника холодных нейтронов и проведении всей реконструкции, включающей замену активной зоны, — наличие наведенной радиоактивности в конструкциях, примыкающих к активной зоне, и в стальных листах биологической защиты. Поэтому часть монтажных и монтажных работ выполнялась дистанционно.

В Свердловске в 1965 г. сооружен водо-водяной реактор ИВВ-2, в котором использованы некоторые проектные решения, принятые для ИРТ (бассейн реактора с биологической защитой и пр.).

Реактор ИВВ-2 (рис. 7) предназначен в основном для исследований в области физики твердого тела и изучения радиационной прочности и стойкости различных материалов.

Мощность реактора 5000 квт, максимальный поток тепловых нейтронов $7 \cdot 10^{13}$ нейтрон/(см²·сек). В центральной ловушке поток тепловых нейтронов достигает примерно $1,8 \cdot 10^{14}$ нейтрон/(см²·сек).

Активная зона высотой 500 мм образуется из шестигранных кассет, состоящих из стержневых тепловыделяющих элементов в алюминиевых оболочках с дистанционирующими спиральными ребрами. Диаметр элементов 7,2 мм. В качестве горючего используется уран-алюминиевый сплав (уран, обогащенный до 90% изотопом U^{235}).

В шестигранной кассете размером 61 мм «под ключ», между наружным и внутренним кожухом размещены в два ряда 42 стержневых твэла. В реакторе можно установить до 48 кассет.

Первоначальная загрузка реактора составляет 3,2 кг U^{235} (19 кассет). По мере выгорания ядерного горючего загружаются свежие кассеты до полного заполнения активной зоны. Внутренние полости кассет шестигранной формы размером 30 мм «под ключ» служат для установки стержневой системы управления реактором (14 кассет) и для облучения различных образцов.

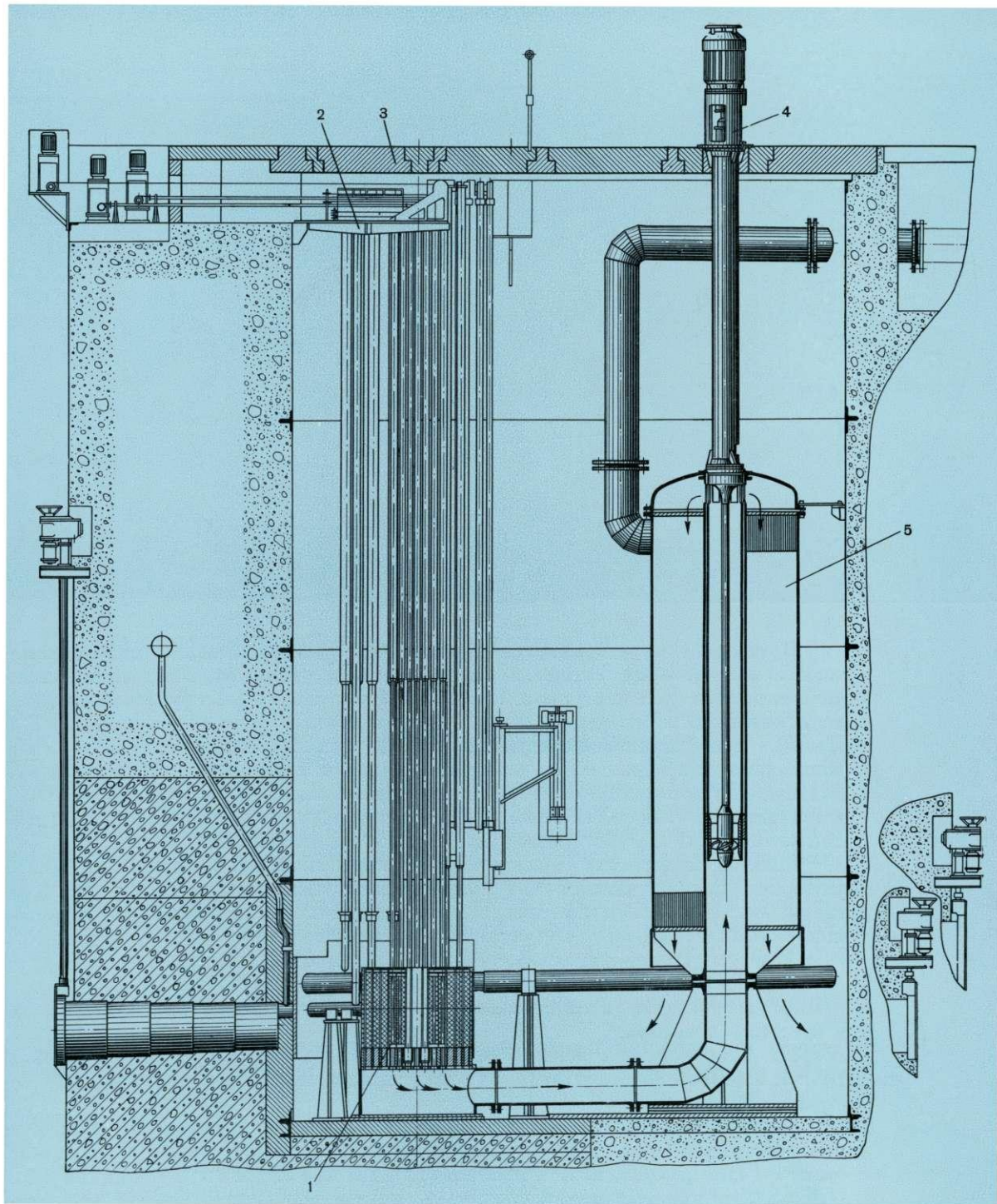


Рис. 7. Продольный разрез реактора ИВВ-2:

1 — активная зона; 2 — настил; 3 — плита защитная; 4 — насос осевой; 5 — теплообменник.

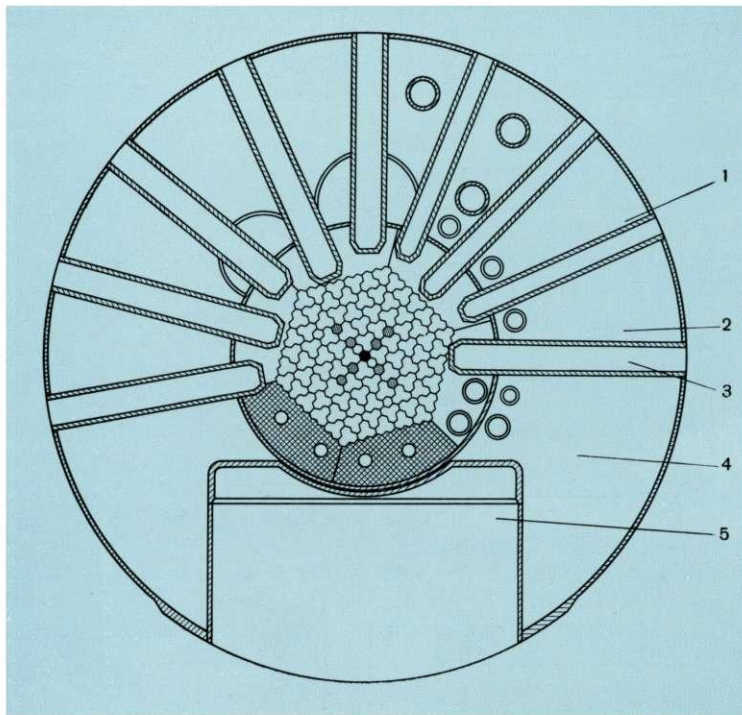


Рис. 8. Горизонтальный разрез активной зоны реактора ВВР-М:

1 — каналы системы управления реактором; 2 — тепловыделяющие сборки; 3 — горизонтальный экспериментальный канал; 4 — бериллиевый отражатель; 5 — тепловая колонна.

В связи с необходимостью проведения преимущественно материаловедческих исследований активная зона выполнена таким образом, чтобы увеличить поток быстрых нейтронов. При полной загрузке (48 кассет) объем активной зоны равен 85 л, что примерно в два раза меньше, чем в реакторе ИРТ-М. Поэтому при одинаковой мощности средняя удельная мощность (квт/л), а следовательно, и средний поток быстрых нейтронов в реакторе ИВВ-2 в два раза больше, чем в реакторе ИРТ-М. Уменьшение объема зоны в реакторе ИВВ-2 достигается за счет увеличения концентрации топлива в единице объема активной зоны до 95 г/л (по сравнению с 50 г/л в реакторе ИРТ-М).

Реактор имеет пять горизонтальных и два сквозных касательных канала, установку для получения пучка холодных нейтронов, четыре канала для испытаний конструкционных материалов в изотермических режимах с автономными контурами охлаждения (в двух теплоносителем служит вода, в двух других — гелий) и др. Применена новая система охлаждения: циркуляция воды через активную зону осуществляется сверху вниз с помощью вертикального осевого насоса, встроенного в теплообменник. Насос и теплообменник установлены в бассейне реактора.

На базе реактора ВВР-С разработаны водо-водяные реакторы ВВР-М, ВВР-Ц и ВВР-К мощностью 10 000 квт с потоком нейтронов примерно 10^{14} нейтрон/($\text{см}^2 \cdot \text{сек}$).

Реактор ВВР-М предназначен для физических и технических исследований. Активная зона высотой 500 мм окружена бериллиевым отражателем (рис. 8). Она размещена в алюминиевом баке под слоем воды толщиной 3,5 м. Отражатель имеет форму цилиндра с внутренней шестигранной полостью. В верхней части обеспечивается дополнительная защита из чугуна. Наличие слоя воды высотой 3,5 м позволяет производить перегрузки в активной зоне со снятой верхней чугунной защитой. Боковая защита выполнена из воды, чугуна и тяжелого бетона. Активная зона охлаждается потоком воды, проте-

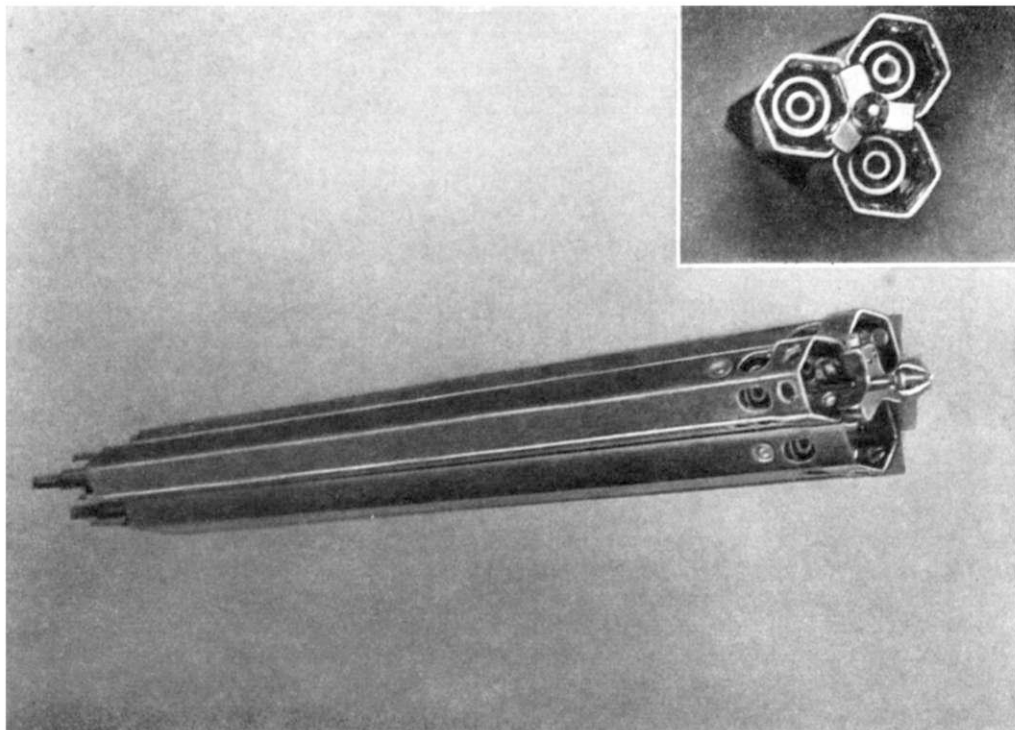


Рис. 9. Сборка из трех тепловыделяющих элементов реактора ВВР-М.

кающей сверху вниз. Часть воды циркулирует через бериллиевый отражатель и обеспечивает его охлаждение. Система управления реактором состоит из девяти стержней регулирования.

Активная зона образуется из твэлов диспергированного типа с развитой поверхностью охлаждения. Тепловыделяющие элементы собраны из концентрично расположенных трехслойных труб с алюминиевым покрытием: одной шестигранной и двух — круглого сечения. Они содержат разбавленную алюминием двуокись урана, обогащенного до 20% изотопом U^{235} . В активную зону можно загружать до 268 тепловыделяющих элементов. Для удобства перегрузки три тепловыделяющих элемента объединяются в сборку (рис. 9). Рабочая загрузка в реакторе равна примерно 4 кг U^{235} . Мобильность активной зоны позволяет придавать ей любую форму в пределах габаритных размеров и увеличивать локальный поток нейтронов в экспериментальных каналах.

В реакторе предусмотрено девять горизонтальных каналов для вывода пучков нейтронов, одиннадцать вертикальных и тепловая колонна. Для экспериментов на касательных пучках оборудованы четыре дополнительных канала в биологической защите. Без каких-либо конструктивных изменений мощность реактора ВВР-М увеличена с 10 000 до 12 000 кВт, и в ловушке нейтронов достигнут максимальный поток $3 \cdot 10^{14}$ нейтрон/(см²·сек).

Специализированный реактор ВВР-Ц мощностью свыше 10 000 кВт предназначен для радиационно-химических исследований. Реактор сооружен в филиале Физико-химического института им. Карпова в Обнинске. Его активная зона высотой 600 мм окружена бериллиевым отражателем и размещена в алюминиевом баке с водой. Активная зона образуется из ТВС, которые состоят

из шести концентрично расположенных трехслойных трубчатых элементов с внутренними слоями из разбавленной алюминием двуокиси урана, обогащенного до 36% изотопом U^{235} . В активной зоне может устанавливаться до 85 ТВС. Рабочая загрузка U^{235} в реакторе составляет около 5 кг.

Тепло из реактора отводится водой, циркулирующей через активную зону сверху вниз.

Для экспериментальных работ в реакторе предусмотрены петли, значительное количество вертикальных и пять горизонтальных каналов, тепловая колонна, термобарокамера и другие устройства. Термобарокамера необходима для исследований кинетики химических реакций под воздействием ядерного излучения в изменяющихся условиях давления и температуры (от $+500$ до -100°C). Она установлена на выдвижной тележке, как и тепловая колонна.

Вертикальные каналы предназначены для испытаний влияния излучений на металлические и неметаллические материалы и изучения совместного действия на материалы или химические процессы температуры, давления и излучения. Любой из экспериментальных каналов может быть подключен к отдельным системам водяного или воздушного охлаждения, к холодильной установке, вакуумной линии или линии инертного газа.

Реактор ВВР-К по устройству активной зоны, конструкции тепловыделяющих элементов, а также физическим параметрам аналогичен реактору ВВР-Ц. Он будет использоваться главным образом для работ по активационному анализу и ядерной спектроскопии и поэтому, в отличие от ВВР-Ц, оснащается соответствующими экспериментальными каналами и другими установками.

Исследовательские реакторы ВВР-2, ВВР-С, ИРТ, ИРТ-М, ИВВ-2, ВВР-М, ВВР-Ц и ВВР-К — это различные конструктивные варианты водо-водяных реакторов. Благодаря своим преимуществам водо-водяные реакторы, как указывалось, получили наибольшее распространение.

Реакторы ИРТ сооружены в Москве, Тбилиси, Риге, Минске, Томске и в других городах СССР и за границей. Реактор ИВВ-2 построен в Свердловске.

Реакторы ВВР-С сооружены в СССР и за рубежом.

Реакторы ВВР-М построены в Ленинграде и Киеве, ВВР-Ц — в Обнинске, реактор ВВР-К строится в Алма-Ате.

Из построенных и строящихся водо-водяных исследовательских реакторов основное место занимают реакторы ВВР-С и ИРТ.

Сооружение исследовательских реакторов в ряде союзных республик СССР позволило на основе сложившихся там научных школ создать новые научные центры для проведения обширных исследований в различных областях физики, техники, химии, радиобиологии и медицины. К работам в атомных центрах привлечены специалисты из многих научно-исследовательских институтов и высших учебных заведений, расположенных в этих городах.

Основные характеристики описанных реакторов приведены в табл. 1.

Как указывалось, наряду с созданием новых исследовательских реакторов реконструировались некоторые действующие реакторы для повышения параметров. Кроме того, вносились различные усовершенствования и сооружались дополнительные установки. Например, на двух реакторах ИРТ были смонтированы индий-галлиевые радиационные контуры-источники γ -излучения, с помощью которых удалось существенно расширить экспериментальные возможности реакторов.

Дальнейшее развитие исследовательских реакторов в СССР шло по пути разработки и создания реакторов с потоками нейтронов более 10^{15} нейтрон/($\text{см}^2 \times \text{сек}$), имеющих особое значение для получения трансурановых элементов и для различных физических экспериментов.

Реактор	Мощность, Мвт	Замедлитель	Максимальный поток тепловых нейтронов, нейтрон/(см ² ·сек)	Поток в ловушке, 10 ¹⁴ нейтрон/(см ² сек)	Количество U ²³⁵ , кг	Обогащение топлива, %	Высота активной зоны, мм	Объем активной зоны, л	Удельная мощность (средняя) кет/г топлива	Объемная мощность (средняя), кет/л
РФТ	До 20	Графит и вода	1,8·10 ¹⁴	4	5,5	90	1020	500	3,65	40
ИР	80	То же	4,5·10 ¹³	—	76,4	2	3500	26900	1,5	2,8
ТВР	2,5	Тяжелая вода	4·10 ¹³	—	4,4	80	1020	1140	0,57	2,3
ТВР-С	До 20	То же	8,4·10 ¹³	—	7,0	2	1240	1740	1,4	5,8
ВВР-2	2	Вода	2,6·10 ¹³	—	4,5	10	500	82	0,45	24
ВВР-С	2	»	2·10 ¹³	—	4,5	10	500	130	0,45	16
ИРТ	2	»	2,3·10 ¹³	—	4,0	10	500	92	0,5	22
ИРТ-М	5	»	7·10 ¹³	1,8	3,1	36	600	60	1,6	83
ИВВ-2	5	»	7·10 ¹³	1,8	3,2	36	500	33	1,55	150
ВВР-М	~10	»	~10 ¹⁴	3	4,0	20	500	100	2,5	100
ВВР-Ц } ВВР-К }	~10	»	~10 ¹⁴	—	5,0	36	600	100	2,0	100

Примечание. По реакторам ИРТ-М и ИВВ-2 приведены данные для начальной загрузки топлива.

Работы велись в следующих направлениях:

- 1) создание уникального исследовательского реактора СМ-2 с высокими потоками нейтронов различной энергии;
- 2) создание исследовательских реакторов новой конструкции МИР и МР для испытаний тепловыделяющих элементов и материалов;
- 3) создание импульсных гомогенных реакторов — графитового ИГР, растворных ИИН, пульсирующего ИБР и импульсного БИР на быстрых нейтронах;
- 4) изучение различных видов специализированных реакторов с высокими потоками нейтронов для физических исследований.

Как указывалось, в исследовательских реакторах поток тепловых нейтронов можно увеличить, увеличивая удельную мощность, т. е. повышая мощность реактора и уменьшая концентрацию урана в единице объема активной зоны. Другой путь — создание реакторов на промежуточных нейтронах и использование образуемых в центральной части активной зоны ловушек нейтронов. В реакторах на промежуточных нейтронах потоки тепловых нейтронов могут быть получены при существенно меньшей мощности по сравнению с реакторами на тепловых нейтронах. Действие ловушки тепловых нейтронов, в которой создается всплеск потока нейтронов, заключается в следующем. В реакторе топливо размещается вокруг центральной части, состоящей из замедлителя. Нейтроны, рожденные в топливной части (зона размножения), замедляются в центральной части и вследствие большого времени жизни нейтронов в замедлителе накапливаются, т. е. «улавливаются» в этом месте. Поток тепловых нейтронов в центральной ловушке зависит от количества быстрых нейтронов, выходящих из зоны размножения, а это определяется плотностью тепловыделения, т. е. мощностью на единицу объема в зоне размножения.

В исследовательских реакторах очень важно обеспечить большую величину отношения максимального потока тепловых нейтронов к мощности, так как оно определяет экономичность реактора: чем выше это отношение, тем

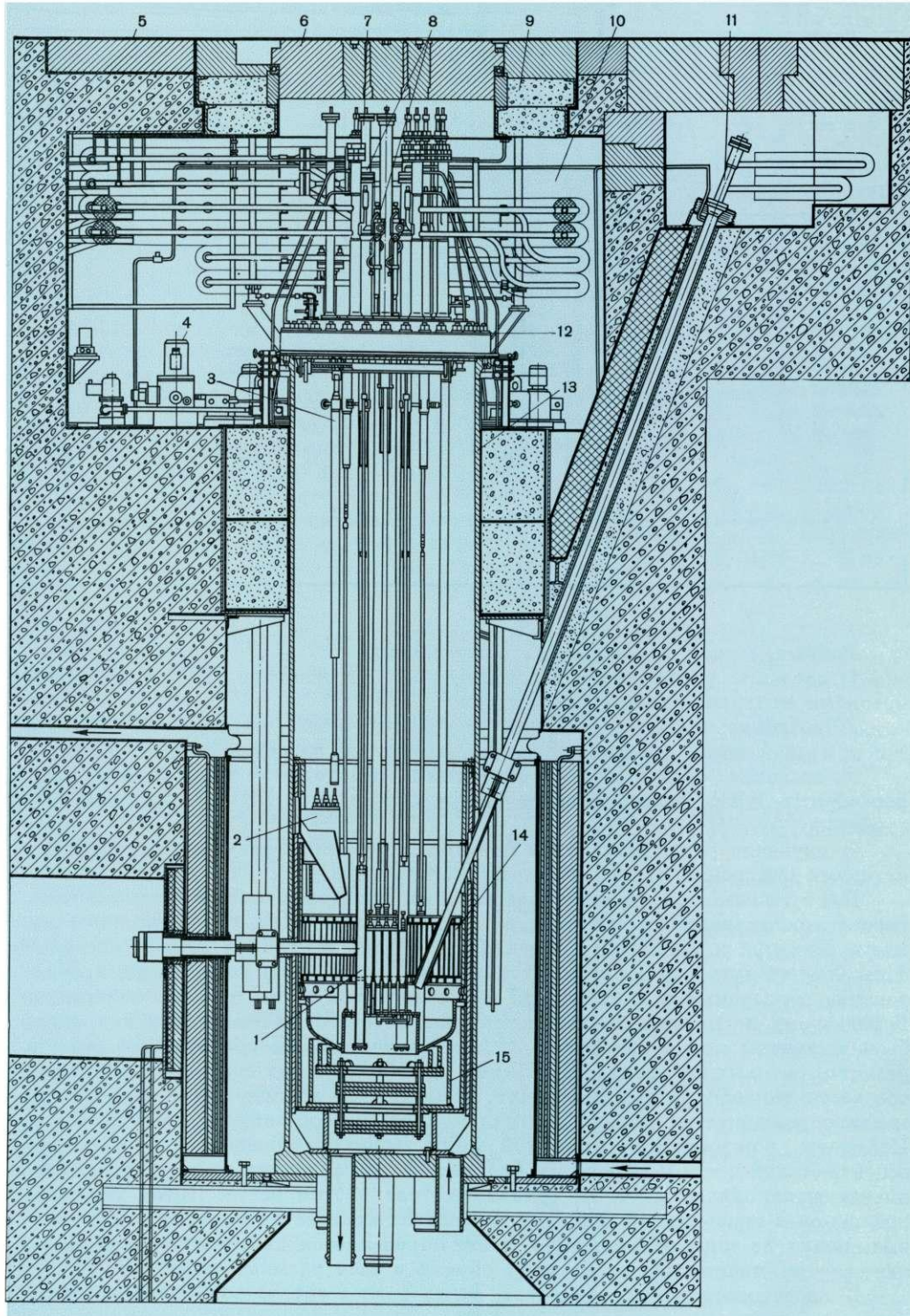


Рис. 10. Реактор СМ-2:

1 — стержни управления; 2 — хранилище кассет; 3 — механизм перегрузки; 4 — привод механизма перегрузки; 5 — пол реакторного зала; 6 — поворотный круг; 7 — вертикальный экспериментальный канал; 8 — механизмы управления; 9 — верхняя защитная плита; 10 — надреакторное пространство; 11 — петлевой канал; 12 — крышка; 13 — корпус реактора; 14 — отражатель; 15 — защитные экраны.

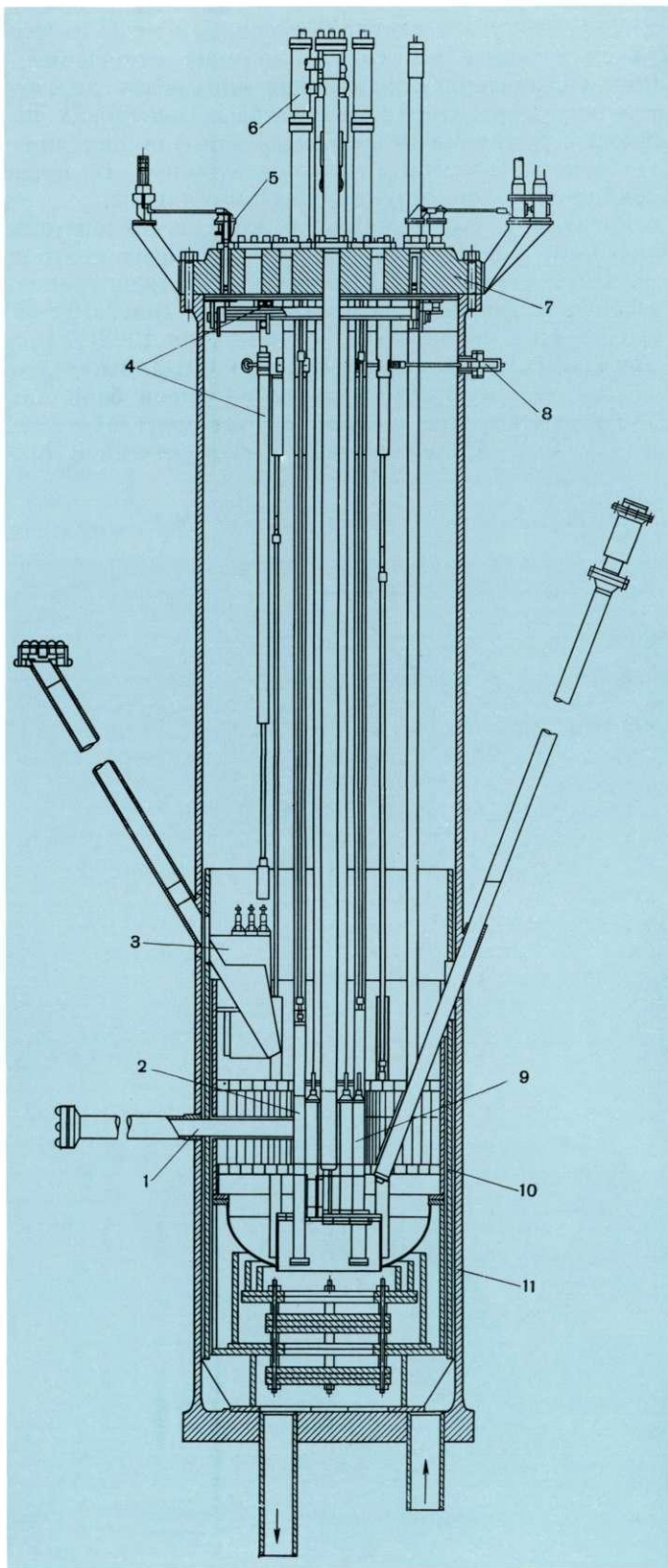


Рис. 11. Продольный разрез реактора СМ-2:

1 — горизонтальный экспериментальный канал; 2 — стержни системы управления; 3 — резервные ячейки для кассет с тепловыделяющими элементами; 4 — механизм внутренней перегрузки; 5 — вывод механизма перегрузки; 6 — привод механизма аварийной защиты; 7 — крышка; 8 — вывод механизма системы управления; 9 — активная зона с отражателем; 10 — защитные экраны; 11 — корпус реактора.

меньше расходуется ядерного топлива и ниже зависящие от мощности затраты на эксплуатацию реактора. Величина отношения потока к мощности есть функция характеристик активной зоны реактора и свойств замедляющей среды. Поскольку в реакторах на тепловых нейтронах необходимо иметь большую мощность, величина этого отношения для них значительно меньше, чем для реакторов на промежуточных нейтронах. В последних можно применять высокопрочные конструкционные материалы.

Реактор СМ-2 — первый в мире исследовательский реактор мощностью 50 000 *квт*, работающий на промежуточных нейтронах при водяном замедлителе. Он предназначен для получения трансурановых элементов, материаловедческих и физических исследований (рис. 10). Физический пуск реактора осуществлен в октябре 1961 г., с ноября 1962 г. реактор эксплуатируется при номинальных параметрах. Реактор СМ-2 имеет очень небольшую активную зону, окруженную отражателем из окиси бериллия. Активная зона высотой 250 *мм* установлена в корпусе реактора, работающем при давлении 50 *атм* (рис. 11). Она образована из 28 кассет, сечением 70 × 70 *мм*, с пластинчатыми

Рис. 12. Горизонтальный разрез реактора СМ-2.

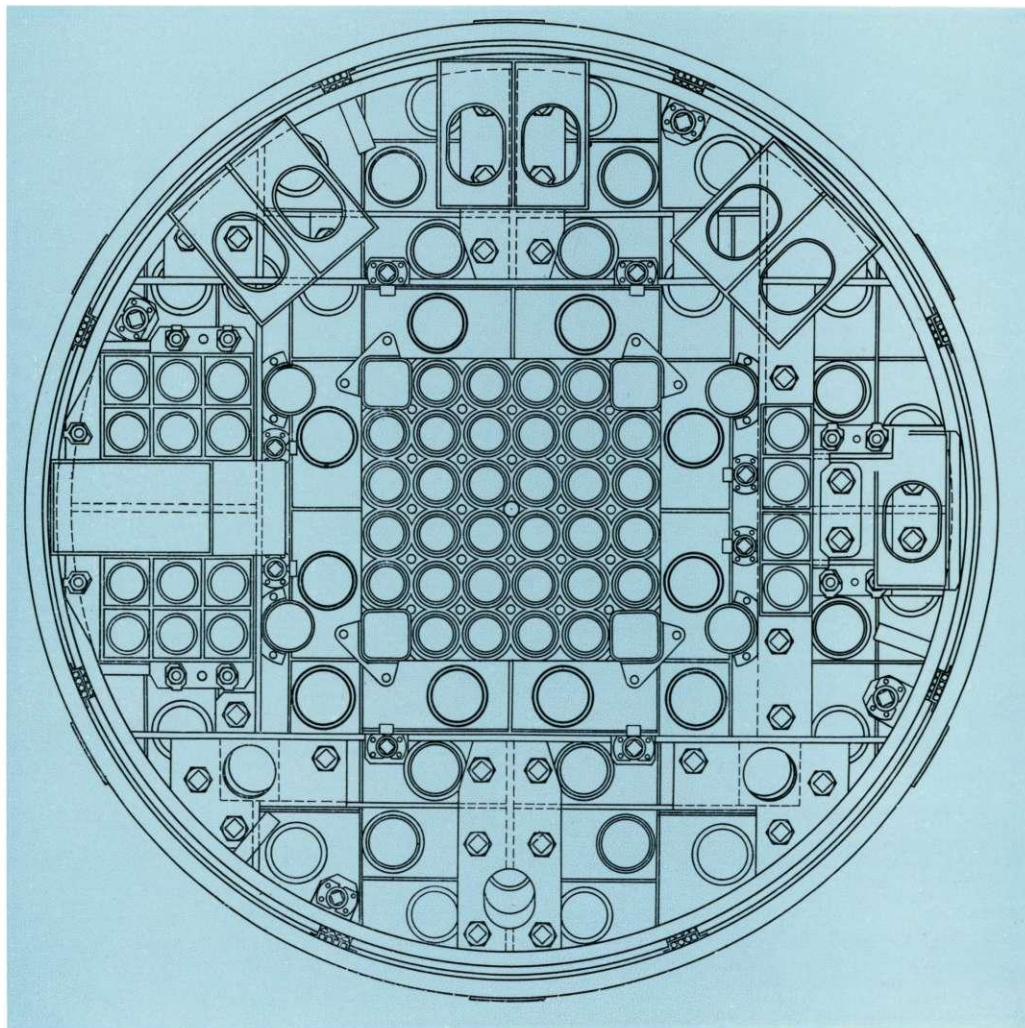


Рис. 13. Кассета с пластинчатыми тепло-
выделяющими элементами реактора СМ-2:
1 — дистанционирующая гребенка; 2 — пластин-
чатый тепловыделяющий элемент; 3 — хвостовик;
4 — кожух кассеты; 5 — головка для захвата.

тепловыделяющими элементами дис-
пергированного типа, с высоко-
развитой поверхностью охлаждения
(рис. 12).

Тепловыделяющие элементы, со-
держащие уран 90%-ного обогаще-
ния, покрыты никелевыми оболоч-
ками. В каждой кассете (рис. 13)
устанавливается 54 трехслойных пла-
стинчатых элемента толщиной 0,8 мм
(сердечник толщиной 0,5 мм и обо-
лочки по 0,15 мм).

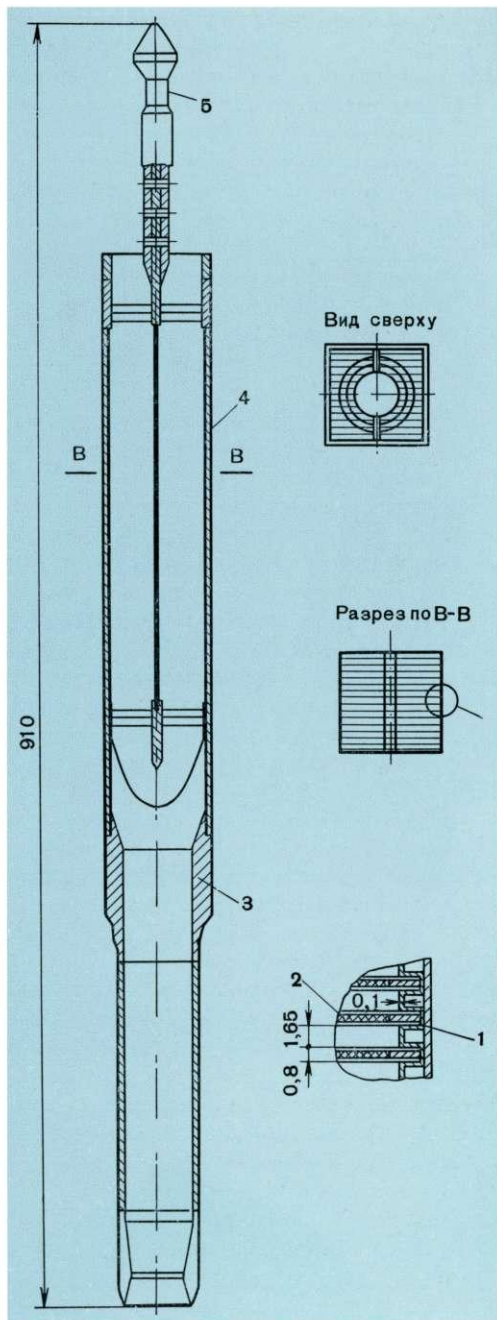
Внутри корпуса реактора преду-
смотрены ячейки для хранения све-
жих и отработанных кассет. Пере-
грузка кассет осуществляется ди-
станционно с помощью специального
механизма со штангами, без сброса
давления в реакторе. Отработанные
кассеты после использования всех
запасных выгружаются из реактора
через наклонный канал.

Циркулирующая сверху вниз
в зазорах тепловыделяющих элемен-
тов вода служит одновременно теп-
лоносителем и замедлителем. Рабочая
загрузка реактора 18 кг U^{235} .

Для проведения эксперименталь-
ных работ в реакторе СМ-2 преду-
смотрены пять горизонтальных, один
наклонный и 18 вертикальных кана-
лов. В центре активной зоны при
извлечении четырех кассет обра-
зуется водяная полость сечением
 140×140 мм и высотой 250 мм —
ловушка нейтронов, в которую вста-
вляется центральный вертикаль-
ный канал.

Опыт эксплуатации исследовательского реактора СМ-2 показал следующее:
1) максимальный поток тепловых нейтронов $2,5 \cdot 10^{15}$ нейтрон/(см²·сек)
достигается в ловушке при относительно небольшой мощности реактора —
50 000 кВт, поток быстрых нейтронов в активной зоне превышает 10^{15} ней-
трон/(см²·сек);

2) достигнута максимальная удельная (объемная) мощность 4500 кВт/л
и средняя 1600 кВт/л;



3) тепловыделяющие элементы оказались вполне работоспособными при рекордной для реакторной техники тепловой нагрузке $6 \cdot 10^6$ ккал/(м²·ч). И эта нагрузка может быть удвоена.

В целях усовершенствования реактора СМ-2 в 1964 г. были внесены некоторые изменения. Высоту активной зоны увеличили до 350 мм, чтобы повысить запас реактивности и обеспечить большую глубину выгорания ядерного топлива. Увеличение объема активной зоны привело к повышению мощности реактора до 75 000 кВт при полной загрузке топливом. Систему управления реактором улучшили. Кроме того, отражатель из окиси бериллия заменили отражателем из металлического бериллия. Теперь плотность потока нейтронов достигает $3 \cdot 10^{15}$ нейтрон/(см²·сек) и более.

Современные петлевые реакторы для комплексных испытаний твэлов и материалов в конструктивном отношении можно разделить на три типа:

- 1) реакторы корпусного типа (например, СМ-2);
- 2) реакторы корпусного типа, погруженные в бассейны;
- 3) реакторы канального типа (например, РФТ).

Наряду с достоинствами все три типа реакторов имеют существенные недостатки, связанные главным образом с затруднением доступа к активной зоне. А это осложняет проведение исследований, выполнение перегрузочных и ремонтных работ и внесение различных усовершенствований.

В Советском Союзе разработан четвертый тип петлевого реактора — реактор канального типа, погруженный в бассейн с водой. Реакторы такого типа (к ним относятся МИР и МР) обладают значительными преимуществами. Активная зона, рабочие каналы, подводящие и отводящие трубопроводы погружены в бассейн с водой, поэтому активная зона и отражатель легко доступны для экспериментов. Все работы с радиоактивными изделиями ведутся под слоем воды, что упрощает их и делает безопасными для обслуживающего персонала.

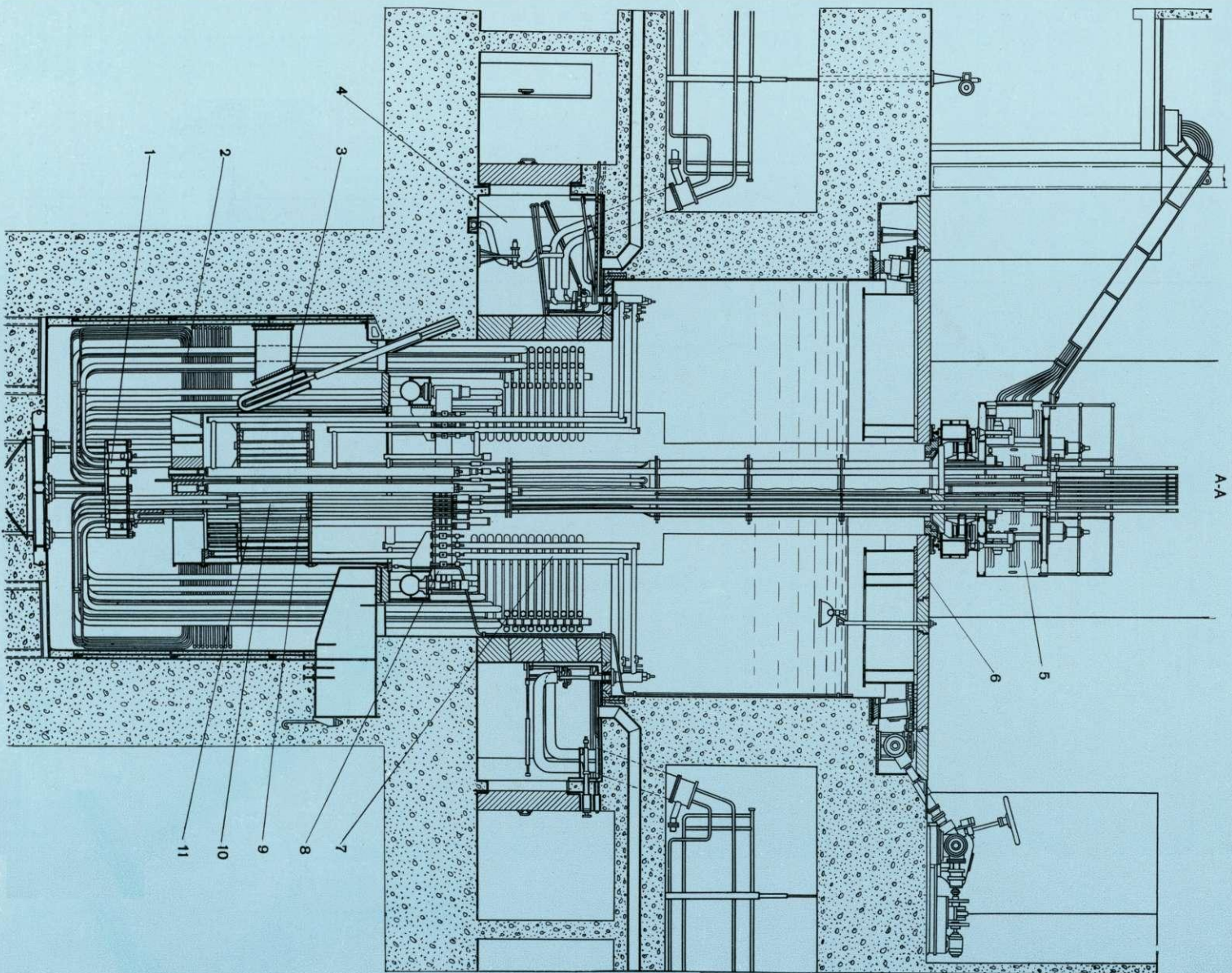
Применение в межканальном пространстве блоков из твердого замедлителя (бериллия) позволит получить необходимые для петлевого реактора размеры активной зоны при умеренном числе каналов. В активной зоне таких реакторов могут устанавливаться прямоточные (U-образные) петлевые каналы.

В Мелекессе заканчивается сооружение многопетлевого реактора МИР (рис. 14) проектной мощностью 100 000 кВт с максимальным потоком тепловых нейтронов $5 \cdot 10^{14}$ нейтрон/(см²·сек) и потоком в центральной ловушке $1,5 \times 10^{15}$ нейтрон/(см²·сек). Полностью разборная кладка активной зоны высотой 1 м и бокового отражателя реактора образуется из бериллиевых и заключенных в алюминиевые оболочки графитовых блоков. Бериллиевые блоки пронизаны рабочими каналами, в которых устанавливаются тепловыделяющие сборки, состоящие из концентрично расположенных трубчатых элементов с тремя продольными дистанционирующими ребрами на внешней поверхности каждого элемента. Между блоками установлены каналы со стержнями регулирования. В части рабочих каналов располагаются подвижные ТВС, которые во время работы реактора по мере необходимости вводятся в активную зону снизу вверх или выводятся.

Для установки петлевых каналов предназначены 18 ячеек активной зоны. Приводы стержней регулирования и подвижных ТВС размещены на передвижной тележке. Охлаждаются ТВС в прямоточных рабочих каналах реактора

Рис. 14. Продольный разрез реактора МИР:

1 — узел нижних уплотнений; 2 — трубопроводы для отвода теплоносителя от каждого канала; 3 — подвижная ионизационная камера; 4 — камера с оборудованием для подсоединения петлевых каналов к контурам петель; 5 — передвижная тележка с приводами стержней системы управления реактором и подвижных ТВС; 6 — поворотные плиты верхней защиты; 7 — петлевой канал; 8 — коллекторы для подвода теплоносителя; 9 — рабочий канал с подвижной ТВС; 10 — рабочий канал; 11 — блоки кладки активной зоны и отражателя.



(первый контур) обычной водой под давлением. Бериллиевые и графитовые блоки активной зоны и отражателя охлаждаются водой бассейна, циркулирующей в самостоятельном контуре.

В Институте атомной энергии им. И. В. Курчатова вместо реактора РФТ сооружен петлевой реактор МР. В конструктивном отношении это первый представитель реакторов канального типа, погруженных в бассейн (рис. 15).

В декабре 1963 г. осуществлен физический пуск реактора МР и в июле 1964 г. начат вывод на мощность. Проектная мощность 20 000 *квт* была достигнута в октябре 1964 г. При мощности 20 000 *квт* (без петель) в центральной ловушке нейтронов, представляющей собой заполненную водой сферическую полость диаметром 100 *мм* в бериллиевом блоке, поток тепловых нейтронов достиг $8 \cdot 10^{14}$ *нейтрон/(см²·сек)*. Максимальные потоки тепловых нейтронов в реакторе равны $2,4 \cdot 10^{14}$ *нейтрон/(см²·сек)*, потоки быстрых нейтронов — $1,5 \cdot 10^{14}$ *нейтрон/(см²·сек)*.

Одна из особенностей конструкции реактора — применение переменного по высоте шага между каналами, окруженными бериллиевыми блоками. Это позволило создать достаточные расстояния между головками рабочих и петлевых каналов при шаге между ТВС в активной зоне, обеспечивающем хорошие физические характеристики реактора. В качестве отражателя используются бериллиевые и графитовые в алюминиевых оболочках блоки. Высота активной зоны равна 1 *м*.

В 28 рабочих каналах располагаются ТВС, состоящие из пяти трубчатых элементов с тремя продольными дистанционирующими ребрами (см. рис. 2). В восьми периферийных ячейках активной зоны установлены каналы с подвижными ТВС. Трехслойные твэлы с алюминиевыми оболочками выполнены из урана 90%-ного обогащения. Максимальная тепловая нагрузка ТВС доходит до $2 \cdot 10^6$ *ккал/(м²·ч)*, а максимальная мощность, снимаемая с одного канала, равна 2000 *квт*. Рабочая загрузка реактора — около 7 *кг* U^{235} . Внутри ТВС можно устанавливать образцы материалов для облучения. В реактор можно одновременно устанавливать 13 прямоточных U-образных петлевых каналов диаметром до 200 *мм*, из них девять — в активной зоне (рис. 16). Приводы стержней управления, а также подвижных ТВС смонтированы на передвижной тележке (рис. 17). Глубина бассейна реактора 9,1 *м*, диаметр нижней цилиндрической части 3,6 *м*, размер верхней прямоугольной части $5,6 \times 5$ *м*. Бассейн реактора соединен шлюзом с бассейном хранилища. В последнем расположена γ -облучательная установка для радиационно-химических исследований, в которой используются отработанные ТВС реактора.

Реактор оснащен петлевыми установками с различными теплоносителями (паро-водяная эмульсия, вода, органические жидкости, гелий, углекислый газ). Тепловая мощность петель от 500 до 2500 *квт*.

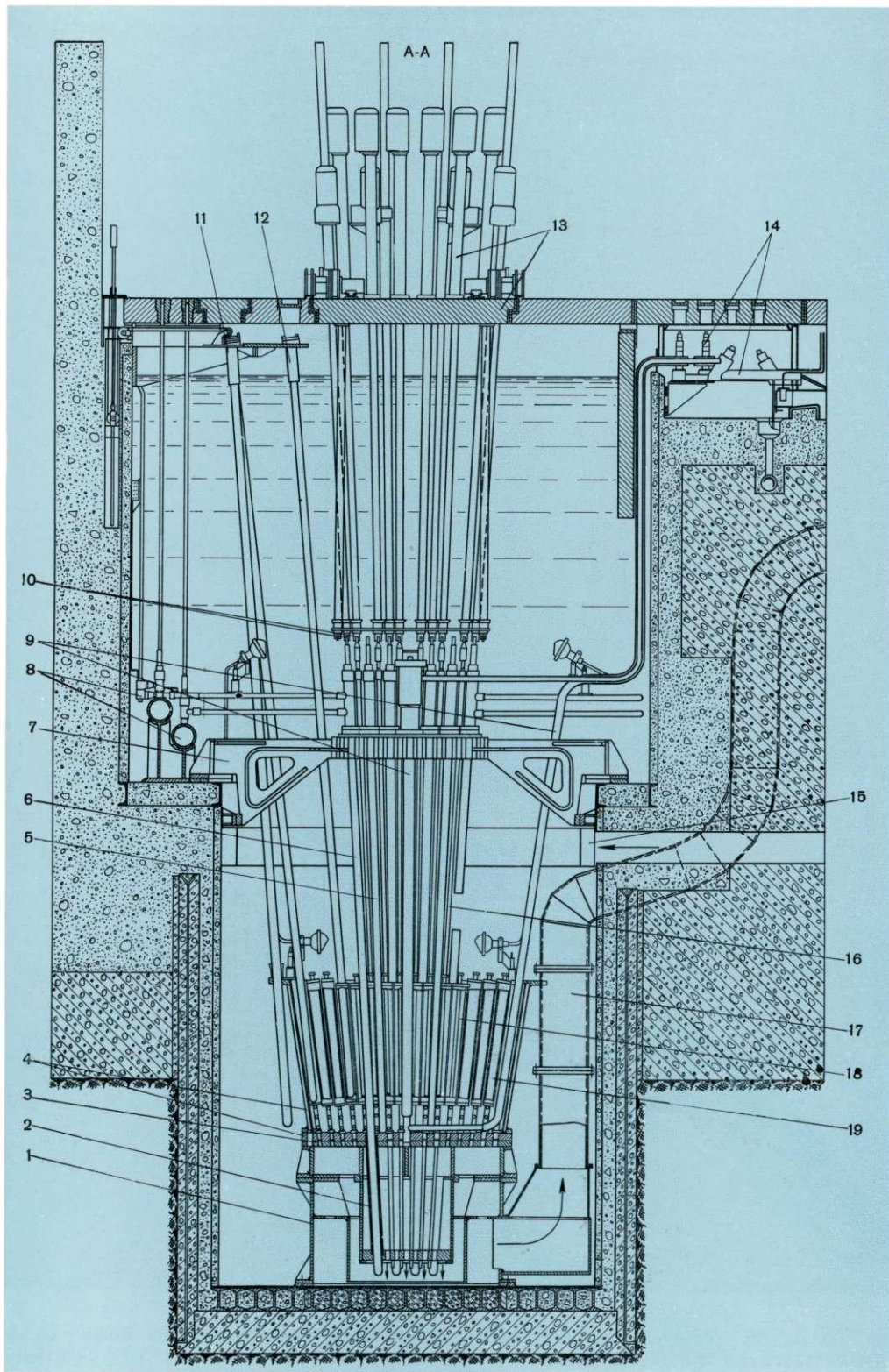
В 1965 г. проектная мощность реактора МР была превышена на 50%, т. е. достигла 30 000 *квт*.

Успешная работа реактора МР с 1964 г. подтвердила, что это один из лучших в мире реакторов такой мощности для материаловедческих испытаний.

Все описанные выше реакторы относятся к классу реакторов, работающих на постоянно поддерживаемом уровне мощности с обеспечением непрерывного

Рис. 15. Продольный разрез реактора МР:

1 — опорная конструкция; 2 — кадмиевый экран в алюминиевых оболочках; 3 — плита-протектор; 4 — корпус кладки активной зоны с опорной решеткой; 5 — рабочий канал с неподвижной ТВС; 6 — рабочий канал с подвижной ТВС; 7 — опорная плита направляющих стаканов петлевых и рабочих каналов; 8 — коллекторы первого контура с арматурой; 9 — центральный прямоточный U-образный петлевой канал; 10 — соединения приводов со стержнями системы управления и штоками подвижных ТВС; 11 — каналы ионизационных камер; 12 — канал для облучения материалов; 13 — тележка с приводами стержней системы управления реактором и подвижных ТВС; 14 — соединение петлевого канала с контуром; 15 — коллектор контура охлаждения бассейна; 16 — канал со стержнем системы управления; 17 — трубопровод контура охлаждения бассейна (в разрезе показан условно); 18 — бериллиевые блоки; 19 — графитовые блоки в алюминиевых оболочках.



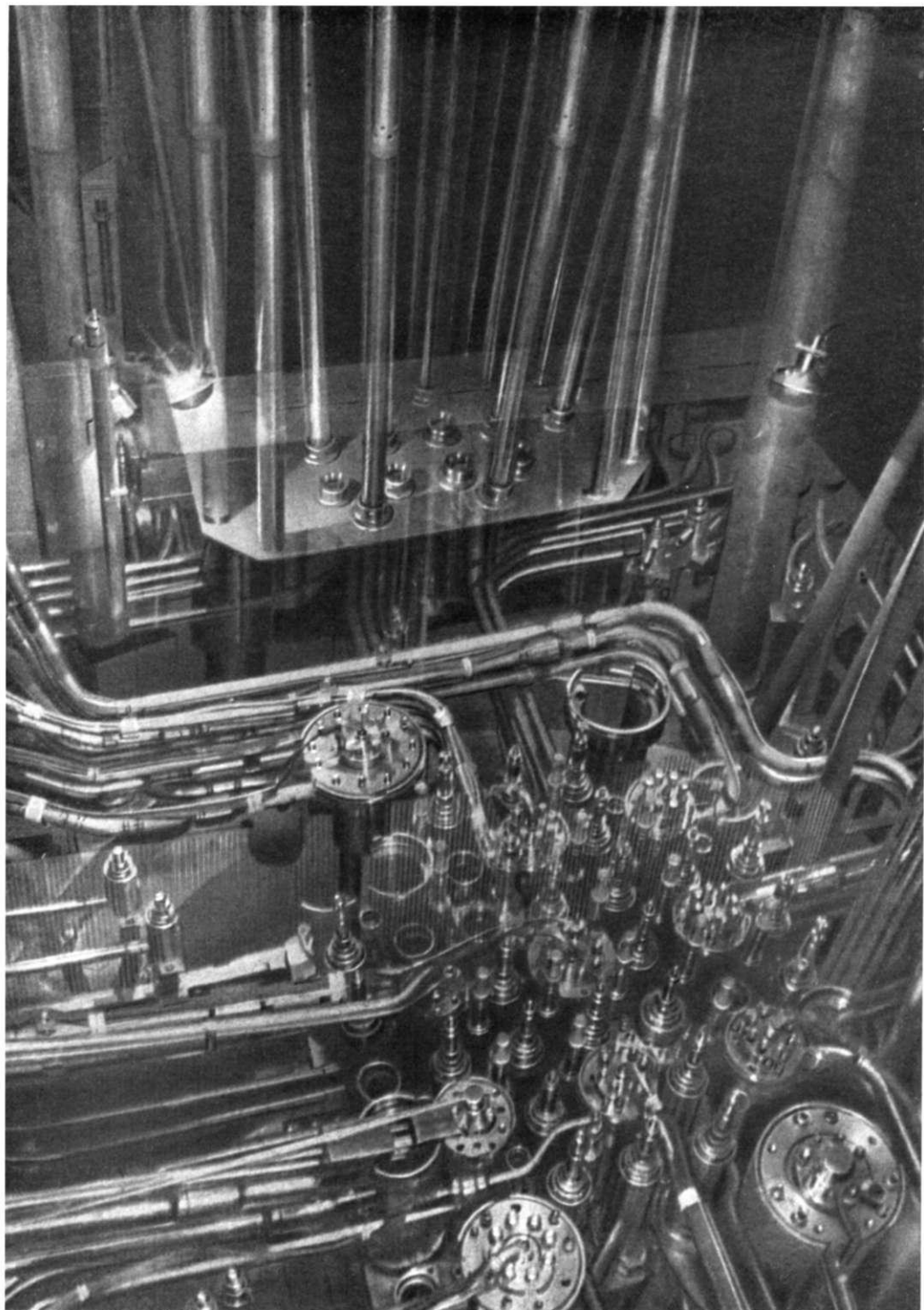


Рис. 16. Вид на верхнюю часть реактора МР в бассейне. Реактор остановлен. Сверху видна нижняя часть отодвинутой тележки с приводами стержневой системы управления реактором и подвижных ТВС. Под слоем воды видны головки рабочих и петлевых каналов (из 13, которые можно устанавливать), а также трубопроводы контуров охлаждения.

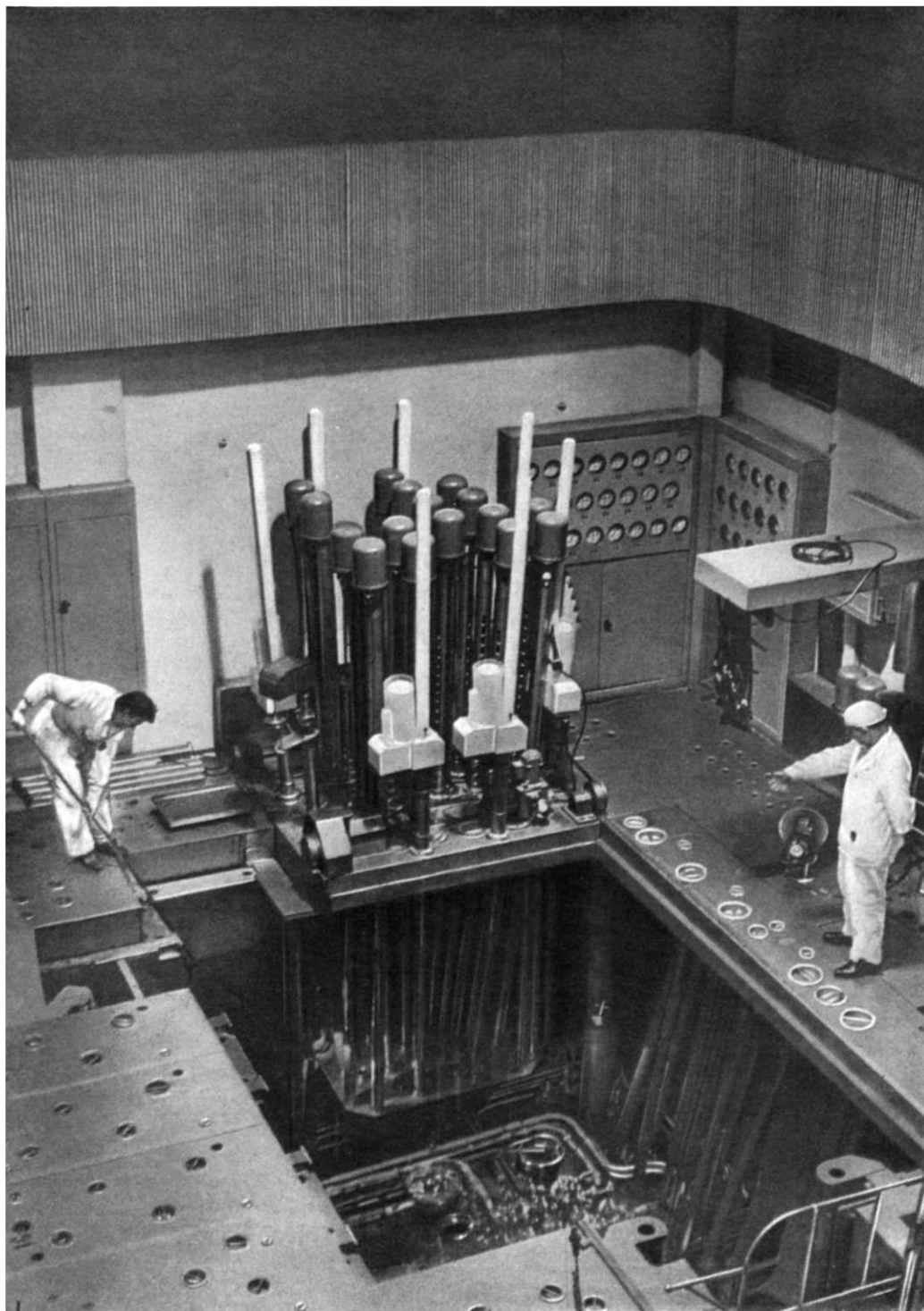


Рис. 17. Вид на реактор МР. Реактор остановлен, и тележка с приводами стержней системы управления реактором и подвижных ТВС передвинута, чтобы освободить пространство для работ по выгрузке выгоревших твэлов и для других перегрузочных операций.

отвода тепла циркулирующим теплоносителем. Позднее возникли идеи создания реакторов нового типа, импульсных или пульсирующих, в которых можно получить сверхвысокие потоки нейтронов при невысокой средней мощности. В таких относительно простых и небольших по размеру реакторах, не имеющих специальной системы охлаждения, достигаются интенсивные вспышки нейтронов в течение короткого промежутка времени. Для некоторых экспериментов импульсный режим более выгоден, чем работа при постоянной мощности.

Импульсный реактор ИГР создан в СССР для получения весьма интенсивных потоков нейтронов и γ -излучения, изучения динамики и безопасности реактора при введении больших реактивностей и испытаний конструкций реактора при высоких температурах. ИГР — гомогенный реактор, в котором ядерное топливо (высокообогащенный уран) равномерно распределено в графите. Преимущество графита, помимо сравнительно большой теплоемкости и теплопроводности, — его стойкость при высоких температурах и то, что он не растрескивается при тепловых ударах.

Кладка ИГР (рис. 18), состоящая из графитовых колонн, заключена в стальной корпус, заполняемый гелием и омываемый снаружи водой. Активная зона размером $1,4 \times 1,4 \times 1,4$ м выполнена из графитовых блоков с равномерно распределенным (пропиткой) ураном, обогащенным до 90% изотопом U^{235} . Отражатель толщиной 0,5 м также собран из графитовых блоков. Находящиеся друг над другом в колоннах активной зоны пропитанные ураном графитовые блоки навешаны на графитовые (холодные) стержни, что позволяет блокам свободно расширяться. Между колоннами оставлены зазоры. Центральные колонны размещены на площадке и образуют подвижную часть активной зоны сечением $0,8 \times 0,8$ м. В активной зоне находится центральный экспериментальный канал, в который устанавливается охлаждаемая водой ампула с испытываемыми образцами.

Избыточная реактивность холодного реактора компенсируется 13 стержнями регулирования и опусканием центральной подвижной части активной зоны. Элементом, подготавливающим реактор к нейтронной вспышке, является подвижная часть кладки. При пуске реактора ее поднимают до верхнего положения, после чего быстрое удаление регулирующего стержня вызывает вспышку.

Реактор не имеет специальной системы охлаждения активной зоны, так как в активной зоне нет металлических конструкций, ограничивающих разогрев, а предельная температура графитовой кладки определяется теплостойкостью графита.

Реактор может работать в режиме самогасящейся вспышки и в регулируемом режиме несколько секунд и более. Интегральный поток $1,1 \cdot 10^{17}$ нейтрон/см² достигается в регулируемом режиме при полном извлечении стержней и средней температуре активной зоны 1500°С. Максимальный поток $1 \cdot 10^{18}$ нейтрон/(см²·сек) получается в режиме вспышки при средней температуре активной зоны 1300°С, что примерно в 1000 раз превышает максимальные потоки нейтронов в самых мощных стационарно работающих реакторах.

За время эксплуатации реактора ИГР в течение нескольких лет не обнаружено изменений параметров и состояния графитовой кладки. Реактор оказался безопасным и удобным, системы его работают безотказно и позволяют осуществлять режимы, необходимые для программы испытаний.

На основании накопленного в СССР опыта создания и эксплуатации ИГР были изучены различные варианты импульсного реактора как генератора антинейтрино. Во всех вариантах предполагалось, что активные зоны образованы из графитовых блоков, пропитанных ураном по технологии, освоенной для реактора ИГР. Существенное отличие от реактора ИГР, помимо размеров, заключалось в том, что в графитовые блоки вводились трубы с теплоносителем для резкого сокращения периода остывания кладки. Для дальнейшей разработки выбран оптимальный вариант.

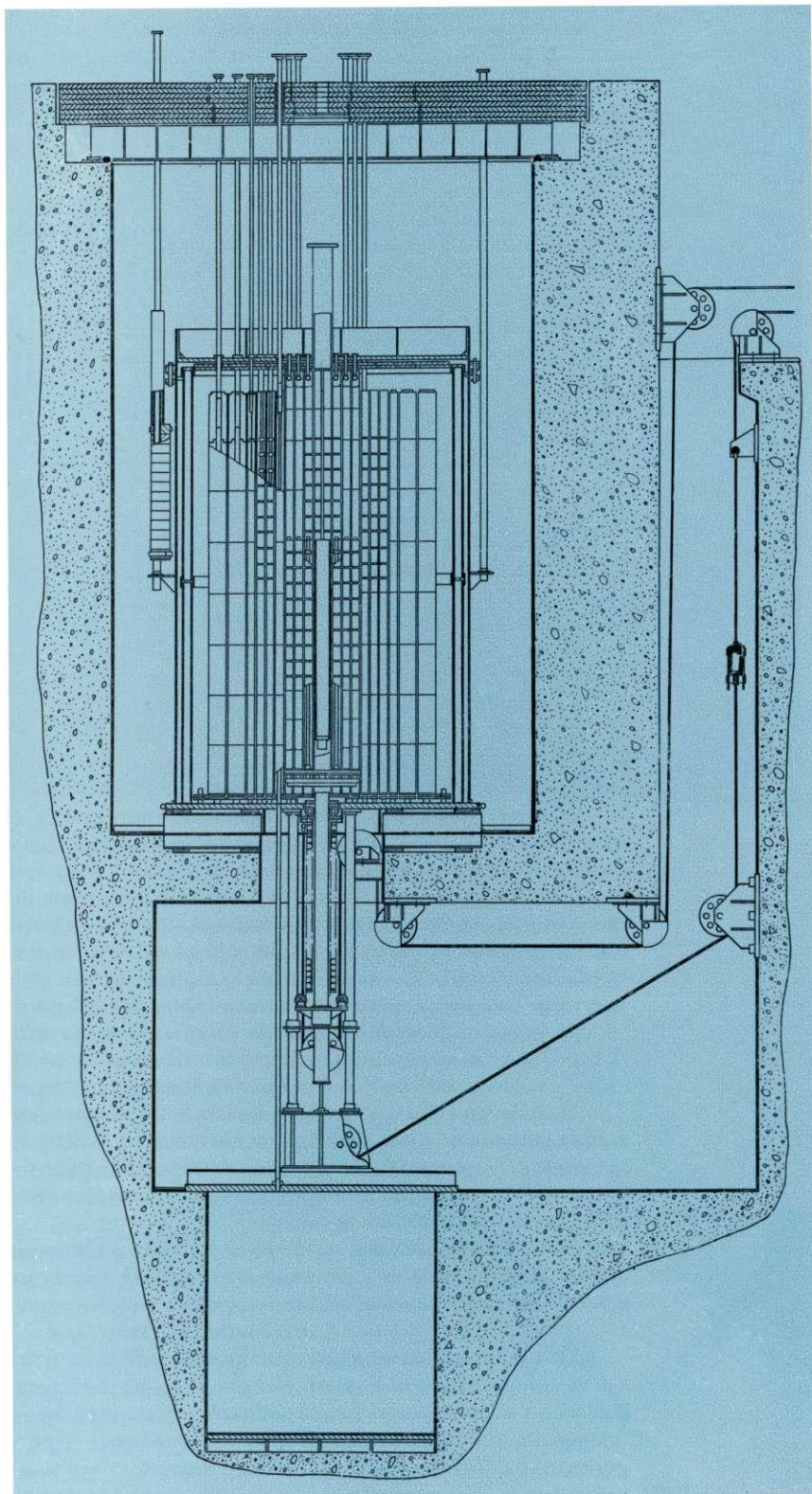


Рис. 18. Продольный разрез
реактора ИГР.

В 1960 г. в Дубне был пущен предназначенный для физических исследований пульсирующий реактор на быстрых нейтронах ИБР весьма оригинальной конструкции (рис. 19). Этот реактор работает в режиме периодических импульсов. Средняя тепловая мощность его поддерживается постоянной. В 1964 г. ее увеличили до 3 *квт* (в три раза), а в 1965 г. — до 6 *квт*. При мощности 6 *квт* и частоте 5 *имп/сек* максимальная мгновенная мощность в импульсе достигает 23 000 *квт*. Максимальный поток тепловых нейтронов во вспышке $3,6 \cdot 10^{14}$ нейтрон/(*см*²·*сек*).

Особенность реактора — наличие в нем механизма, осуществляющего периодически повторяющееся изменение реактивности. Для этого служит вращающийся с большой скоростью (до 5000 *об/мин*) стальной диск с вкладышем из U²³⁵. При вращении диска вкладыш проходит между кассетами с плутониевыми стерженьками в оболочках из нержавеющей стали (неподвижная часть активной зоны), выводя реактор на весьма короткий срок в надкритическое состояние. неподвижная зона имеет воздушное охлаждение.

Для вывода нейтронных пучков предусмотрено семь горизонтальных каналов, два из них предназначены для работы при пролетных расстояниях до 100 и 1000 *м*. Реактор ИБР помещен внутри зала с толстыми бетонными стенами, обеспечивающими биологическую защиту.

Работа реактора ИБР в течение нескольких лет показала, что он является достаточно надежным и удобным устройством, представляющим значительные возможности для нейтронных исследований. Намечается дальнейшее совершенствование реактора с целью улучшения его характеристик.

Импульсные растворные реакторы находят широкое применение в ядерной физике и технике. С их помощью можно исследовать различные кратковременные радиоактивные процессы; они служат хорошими инструментами для изучения эффекта радиационных повреждений и для активационного анализа. В качестве примера опишем импульсный реактор ИИН-1, созданный и успешно работающий в Институте атомной энергии им. И. В. Курчатова.

Корпус реактора ИИН представляет собой стальной цилиндр с внутренним диаметром 382 *мм* и толщиной стенки 30 *мм*. В корпусе вертикально расположены трубы из нержавеющей стали, образующие глухие каналы, внутри которых размещаются стержни системы управления реактором. В центральном канале находится пусковой стержень системы управления, с помощью которого инициируется вспышка. Во внутреннюю полость пускового стержня вставлена труба, образующая экспериментальный канал. В периферийных каналах установлены стержни регулирования (они же стержни безопасности).

В корпус реактора залито около 20 *л* водного раствора уранил-сульфата (UO₂SO₄), обогащение урана 90%. Выбор в качестве ядерного горючего уранил-сульфата обусловлен его химической и радиационной стойкостью.

Режим самогасящейся вспышки обеспечивается разогревом раствора и образованием в результате радиолитического разложения воды газа (водород, кислород), который не успевает за время вспышки удалиться из раствора. Разогрев и радиолитический газ уменьшают плотность раствора, что приводит к полной остановке реактора.

ИИН-1 в основном эксплуатируется со следующими параметрами импульса: поток нейтронов в экспериментальных каналах за корпусом $7 \cdot 10^{16}$ нейтрон/(*см*²·*сек*); интенсивность γ -излучения в экспериментальных каналах за корпусом $8 \cdot 10^6$ *р/сек*; длительность импульса $2 \cdot 10^{-3}$ *сек*.

Поток нейтронов в центральном экспериментальном канале в 10 раз больше потока за корпусом аппарата. Эти параметры не являются предельными. Имеется возможность значительно повысить поток нейтронов и γ -излучения.

Опыт эксплуатации ИИН-1 использован при создании новой модификации реактора ИИН-3, у которого большие экспериментальные возможности и лучшие характеристики импульса и условия эксплуатации.

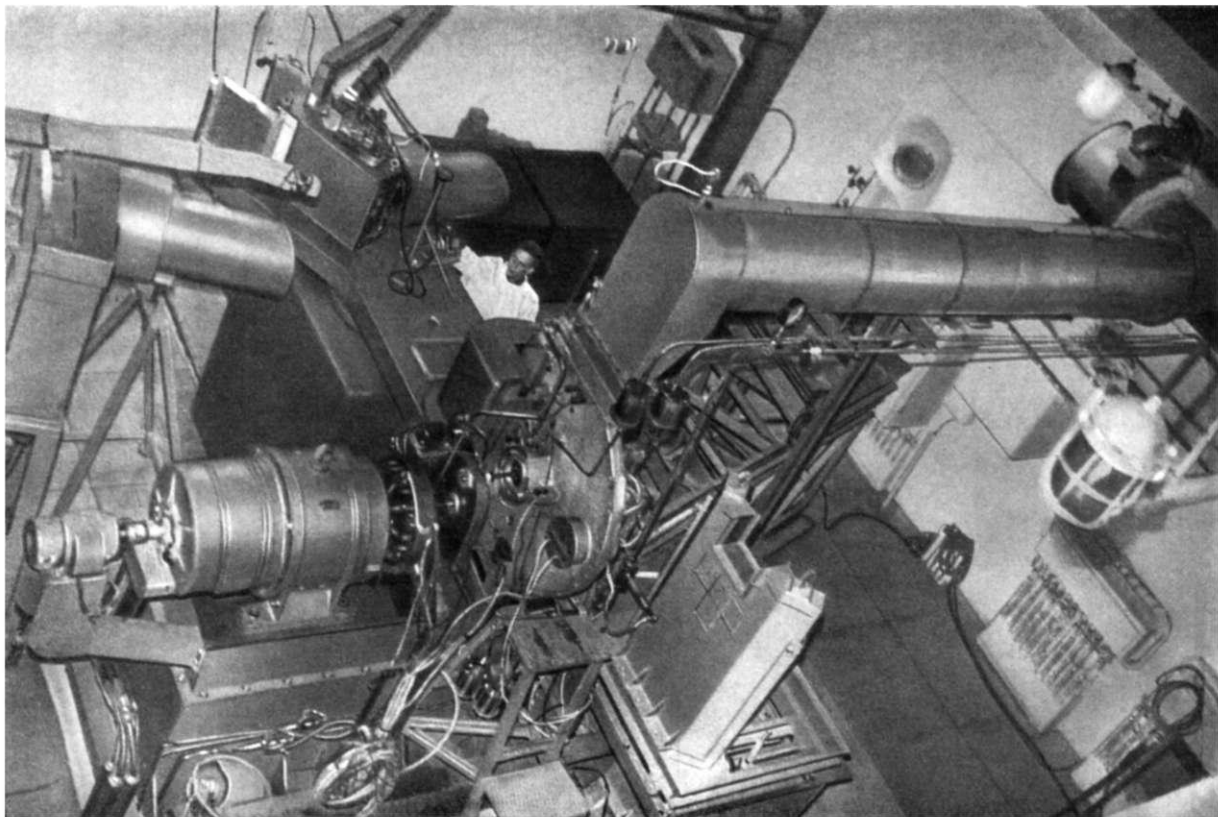


Рис. 19. Реактор ИБР с экспериментальными установками.

Значительные экспериментальные возможности (позволяющие проводить облучение образцов в центральном канале, а также крупногабаритных изделий за корпусом аппарата), простота конструкции, сравнительно низкая стоимость, высокая надежность систем, удобство и безопасность эксплуатации обеспечивают возможность широкого применения растворных импульсных реакторов.

Основные характеристики некоторых новых исследовательских реакторов с высокими потоками нейтронов приведены в табл. 2.

В 1964 г. на Третьей международной конференции по мирному использованию атомной энергии в Женеве было уделено много внимания исследовательским реакторам с высокими потоками нейтронов. Особый интерес вызвали сообщения о новых советских оригинальных реакторах СМ-2, ИГР, ИБР, МР, находившихся в эксплуатации. Американские ученые доложили о трех мощных реакторах с высокими потоками нейтронов HFIR, HFBR и ATR, строительство которых еще не завершилось. Следует отметить, что созданию в США реактора HFIR, а также проектированию реактора AARR, аналогичных СМ-2, способствовал наш успешный опыт.

Конференция показала, что в области исследовательских реакторов с высокими потоками нейтронов Советский Союз занимает передовые позиции.

Опыт создания и использования исследовательских реакторов в СССР показывает, что во многих случаях вместо универсальных, многоцелевых реакторов следует сооружать специализированные реакторы, например для радиационно-химических исследований или технических испытаний (твэлов и мате-

Реактор	Мощность, Мвт	Замедлитель	Максимальный поток тепловых нейтронов, $\text{нейтрон}/(\text{см}^2 \cdot \text{сек})$	Поток в ловушке или в максимуме вспышки, $\text{нейтрон}/(\text{см}^2 \cdot \text{сек})$	Количество U^{235} , кг	Обогащение топлива, %	Высота активной зоны, мм	Объем активной зоны, л	Средняя удельная мощность, $\text{квт}/\text{г}$ топлива	Максимальная удельная мощность, $\text{квт}/\text{г}$ топлива	Средняя объемная мощность, $\text{квт}/\text{л}$	Максимальная объемная мощность, $\text{квт}/\text{л}$
СМ-2	75	Вода	—	$2,5 \cdot 10^{15}$	22	90	350	48	3,4	9	1600	4500
МИР	100	Вода и бериллий	$5 \cdot 10^{14}$	$1,5 \cdot 10^{15}$	10	90	1000	840	10	20	120	280
МР	30	То же	$2,4 \cdot 10^{14}$	$8 \cdot 10^{14}$	7	90	1000	470	2,9	9,5	65	160
ИГР	10^5	Графит	—	$1 \cdot 10^{18}$	7,46	90	1400	2750	—	13400	—	36000
(мгнов.)	23	—	—	$3,6 \cdot 10^{14}$	—	—	—	—	—	—	—	—
ИБР	(мгнов.)	—	—	10^{18}	3	90	200	20	—	$1,7 \cdot 10^3$	—	$2,5 \cdot 10^5$
ИИН	5000	Вода	—	10^{18}	3	90	200	20	—	$1,7 \cdot 10^3$	—	$2,5 \cdot 10^5$
(мгнов.)	(мгнов.)											

риалов). Исходя из поставленных задач, иногда целесообразно даже реакторы, предназначенные для физических исследований, проектировать и строить узкоспециализированными, приспособленными для исследований в одном направлении, например, для работ только в области физики твердого тела.

Развитие исследовательских реакторов ведется в направлении достижения все более высоких потоков нейтронов.

В 1955—1958 гг. наивысшие потоки, которые были достигнуты в исследовательских реакторах, работающих на постоянном уровне мощности, составляли примерно 10^{14} нейтрон/ $(\text{см}^2 \cdot \text{сек})$. За прошедшие 8—10 лет потоки нейтронов в наиболее совершенных реакторах такого типа превысили 10^{15} нейтрон/ $(\text{см}^2 \cdot \text{сек})$, т. е. возросли более чем в 10 раз. При этом средняя удельная объемная мощность (плотность энерговыделения) увеличилась с 40—100 до 1000—1600 $\text{квт}/\text{л}$, т. е. примерно в 20 раз, а максимальная удельная объемная мощность возросла до 5000 $\text{квт}/\text{л}$. Это выдающееся научное и техническое достижение.

Можно надеяться, что дальнейший прогресс приведет к созданию исследовательских реакторов (работающих стационарно) с потоком нейтронов 10^{16} нейтрон/ $(\text{см}^2 \cdot \text{сек})$ и выше, не слишком сложных по конструкции, а также импульсных и пульсирующих реакторов с еще лучшими характеристиками.

ФИЗИЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

С. М. ФЕЙНБЕРГ, Б. С. ПОЗДНЯКОВ, Е. А. КОПТЕЛОВ

ВВЕДЕНИЕ

Физика реактора — экспериментальная и теоретическая наука, изучающая цепной процесс деления в реакторе. Она служит основой реакторостроения, этой обширной и быстро растущей области техники. Физика реактора охватывает процессы деления ядер, диффузии, замедления и поглощения нейт-

ронов и γ -излучения в различных средах, а также стационарные и нестационарные явления, возникающие в реакторах. К физике реактора тесно примыкают процессы переноса тепла, сопровождающего деление ядер и поглощение нейтронов и γ -излучения *.

Основной ядерно-физический процесс, идущий в реакторе,— самоподдерживающаяся цепная реакция деления ядер урана-235 или плутония-239. При расщеплении ядра урана испускается два-три вторичных быстрых нейтрона со средней энергией 2 Мэв , которые, в свою очередь, при благоприятных условиях вызывают цепной процесс деления других ядер урана. Процесс будет самоподдерживающимся, если вторичных нейтронов деления образуется столько же, сколько было первичных. Необходимое условие этого процесса — наличие достаточного количества урана (критическая масса), которое зависит от содержания в уране делящегося изотопа (урана-235) и от физических особенностей реактора. Так, для уран-графитового реактора критическая масса составляет примерно 50—100 т природного урана. В реакторе на почти чистом уране-235 с тяжелой водой в качестве замедлителя критическая масса менее 1 кг.

Вероятность захвата (сечение захвата) нейтрона ядром урана-235 с последующим делением увеличивается в 300—500 раз по мере уменьшения энергии (замедления) нейтронов от быстрых (2 Мэв) до тепловых (около $0,02\text{ эв}$). Когда в качестве горючего используется природный или слабообогащенный уран, то нейтроны необходимо замедлить, чтобы увеличить сечение деления и размножение нейтронов.

В реакторах на тепловых нейтронах для замедления нейтронов применяют графит, обычную и тяжелую воду и другие материалы.

Однако существует фактор, уменьшающий процесс размножения нейтронов. Это сильное (резонансное) поглощение ураном-238 без деления нейтронов средних энергий (5—200 эв). Располагая в замедлителе блоки урана в виде решетки, можно уменьшить резонансное поглощение и создать тем самым более благоприятные условия для самоподдерживающегося цепного процесса. В этом случае замедляющиеся нейтроны меньше захватываются ураном-238, т. е. меньше в нем поглощаются. Поэтому большое число нейтронов замедляется до тепловых энергий и поглощается ураном-235. Например, в реакторе на природном уране с графитовым замедлителем цилиндрические урановые стержни диаметром 2—4 см размещаются на расстоянии 15—25 см друг от друга.

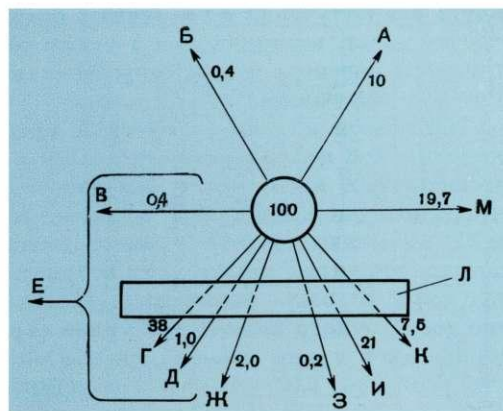
Основная часть нейтронов, образующихся в процессе деления, испускается мгновенно, в течение 10^{-14} сек , а небольшая доля (около 1%) вылетает из осколков ядра с запаздыванием от долей секунды до нескольких минут (в отличие от атомной бомбы, в которой используются только мгновенные нейтроны, ядерные реакторы работают как на мгновенных, так и на запаздывающих нейтронах). Поэтому изменение интенсивности потока нейтронов в реакторе происходит не мгновенно, а в течение долей секунды или секунд. Этого времени достаточно для срабатывания органов регулирования мощности реактора, например для ввода в активную зону стержней из бора, кадмия или других материалов, сильно поглощающих нейтроны. Такие стержни служат для автоматического поддержания мощности на заданном уровне и для компенсации выгорания ядерного топлива и быстрого (аварийного) прекращения цепной реакции.

Осколки деления ядра урана имеют огромную кинетическую энергию (около 200 Мэв на акт деления). В результате взаимодействия осколков с материалами реактора их кинетическая энергия переходит в тепловую. Если тепло не отводить, то температура в реакторе будет повышаться практически неограниченно, как это имеет место в атомной бомбе. Для отвода тепла из реактора применяют воду под давлением, углекислый газ, гелий, жидкие натрий и калий

* Некоторые вопросы, затронутые в этой статье, более подробно изложены в предыдущих разделах в связи с описанием ядерных реакторов.

Рис. 1. Баланс нейтронов в реакторе:

А — резонансный захват быстрых нейтронов ураном-235 и ураном-238; Б, В — соответственно деление урана-235 и урана-238 быстрыми нейтронами; Г, Д — деление урана-235 и плутония-239 медленными нейтронами; Е — деление приводит к появлению 100 нейтронов, необходимых для продолжения процесса; Ж — захват продуктами деления; И — резонансный захват ураном-235 и ураном-238 медленных нейтронов; З — захват нейтронов материалами реактора; К — утечка тепловых нейтронов из реактора; Л — замедлитель; М — утечка быстрых нейтронов.



и другие теплоносители. Процессы теплоотвода влияют на технико-экономические характеристики реакторов, которые в свою очередь зависят от нейтронных характеристик теплоносителя, интенсивности теплоотвода, давления и температуры термодинамического цикла. Создание специальных конструкций твэлов, контуров давления, насосов, парогенераторов, обеспечивающих теплоотвод нескольких миллионов $\text{ккал}/(\text{м}^2 \cdot \text{ч})$ для реактора большой мощности (в одном блоке 500—1000 Мвт), — трудная инженерная задача.

Ядерный реактор — мощный источник нейтронов и радиоактивных продуктов деления урана, испускающих γ - и другие виды излучения. Поэтому его окружают толстым слоем защитных экранов (биологической защитой). Защита делается из легких и тяжелых материалов, например из нескольких метров бетона и воды, с тем чтобы снизить интенсивность нейтронов и γ -излучения снаружи реактора до уровня, безопасного для человека.

Если рассмотреть баланс нейтронов в реакторе на тепловых нейтронах, то ориентировочно из каждых 100 первичных нейтронов деления около 40 расходуется на продолжение цепного процесса деления, т. е. для получения новых 100 нейтронов, 30 поглощаются в уране-238 и 30 уходят из реактора и поглощаются конструкционными материалами и продуктами деления (рис. 1). Этот баланс нейтронов зависит от ядерно-физических характеристик конструкции реактора. В настоящее время работают реакторы не только на тепловых, но и на промежуточных и быстрых нейтронах.

ИССЛЕДОВАНИЯ РЕАКТОРОВ НА ТЕПЛОВЫХ НЕЙТРОНАХ

В 1939—1940 гг. в лаборатории И. В. Курчатова проводились первые эксперименты по изучению процессов деления и получению вторичных нейтронов. На основе этих экспериментов И. В. Курчатовым был сделан вывод о возможности осуществления цепной ядерной реакции. Показателем высокого уровня ядерной физики в СССР в тот период может служить открытое сотрудниками этой лаборатории Г. Н. Флеровым и К. А. Петряком явление самопроизвольного (спонтанного) деления урана. Спонтанное деление ядер урана и тория, происходящее в отсутствие какого-либо внешнего воздействия, также сопровождается испусканием вторичных нейтронов (1 г урана испускает за 1 ч несколько десятков нейтронов).

Основы теории расчета цепной реакции деления ядер разрабатывались Я. Б. Зельдовичем и Ю. Б. Харитоном. В статье «О цепном распаде урана под действием медленных нейтронов», опубликованной в 1940 г., они показали, что при небольшом обогащении естественной смеси изотопов урана ураном-235 и использовании обычной воды в качестве замедлителя можно осуществить

цепной ядерный процесс и что «... подобный процесс мог бы представлять значительный интерес, так как теплота ядерной реакции в пятьдесят миллионов раз превышает теплотворную способность угля». В работе были впервые сформулированы условия осуществления цепной ядерной реакции.

В этот период советские физики проводили исследования, связанные с определением наиболее важных характеристик взаимодействия нейтронов с веществом. Начали складываться основополагающие понятия будущей физики ядерных реакторов, такие, как коэффициент размножения нейтронов в гомогенной среде, критическая масса реактора, резонансное поглощение нейтронов, роль запаздывающих нейтронов в управлении ядерным реактором и др. Физики работали над будущим ядерным реактором.

В 1943 г. И. В. Курчатовым с сотрудниками была сооружена графитовая призма для изучения замедления нейтронов, утечки их через поверхность призмы и других нейтронно-физических процессов. Эти опыты позволили накопить экспериментальные данные, которые послужили основой для создания методов расчета ядерных реакторов.

В 1944 г. И. Я. Померанчук впервые вывел известное уравнение для определения величины критической массы ядерного реактора в зависимости от τ -площади замедления нейтронов в графите ($\sqrt{\tau}$ — длина замедления) и L — длины диффузии теплового нейтрона:

$$k_{\infty} = e^{\alpha^2 \tau} (1 + \alpha^2 L^2),$$

где k_{∞} — коэффициент размножения нейтронов активной зоны реактора; α — коэффициент, зависящий от геометрических размеров и формы активной зоны без отражателя.

Создание теории поглощения нейтронов в уран-графитовой решетке послужило основой для расчета первого физического реактора, который был сооружен в 1946 г. И. В. Курчатовым с сотрудниками. Разрез активной зоны реактора показан на рис. 2 *.

Пуском первого реактора была доказана осуществимость цепной ядерной реакции деления в системе из графита и урана, получены в заметных количествах искусственные изотопы (плутоний), обнаружено изменение свойств урана и графита под действием излучения, изучены вопросы безопасности и др.

Исследования с помощью этого реактора имели большое значение для дальнейшего развития физики реакторов. Было измерено число вторичных нейтронов деления на один поглощенный в делящемся веществе тепловой нейтрон; определен резонансный захват нейтронов в урановых блоках различного диаметра; изучены температурные эффекты и зависимость сечения деления урана-235 от энергии нейтронов, а также показано, что реактивность уменьшается при нагревании урана и графита. Кроме того, нашими учеными была измерена зависимость резонансного поглощения нейтронов от размеров уранового блока и его температуры. Результаты эксперимента показали, что полное резонансное поглощение определяется блокируемым и неблокируемым эффектами, причем основной вклад (75%) в блокируемое поглощение вносят резонансные уровни урана-238 в области средних энергий. Данные, полученные при сооружении и исследовании первого советского реактора, послужили научной основой для осуществления строительства промышленных реакторов.

Советские физики изучали процессы замедления, диффузии и размножения нейтронов, измеряли и уточняли сечения взаимодействия нейтронов ядрами, используя для этого прогрессивные методы измерения времени пролета нейтроном некоторого расстояния. По времени пролета и расстоянию можно определить скорость, т. е. энергию нейтрона. К лучшим из известных установок, работающих по этому методу в настоящее время, относится спектрометр Института

* Более подробно см. стр. 18.

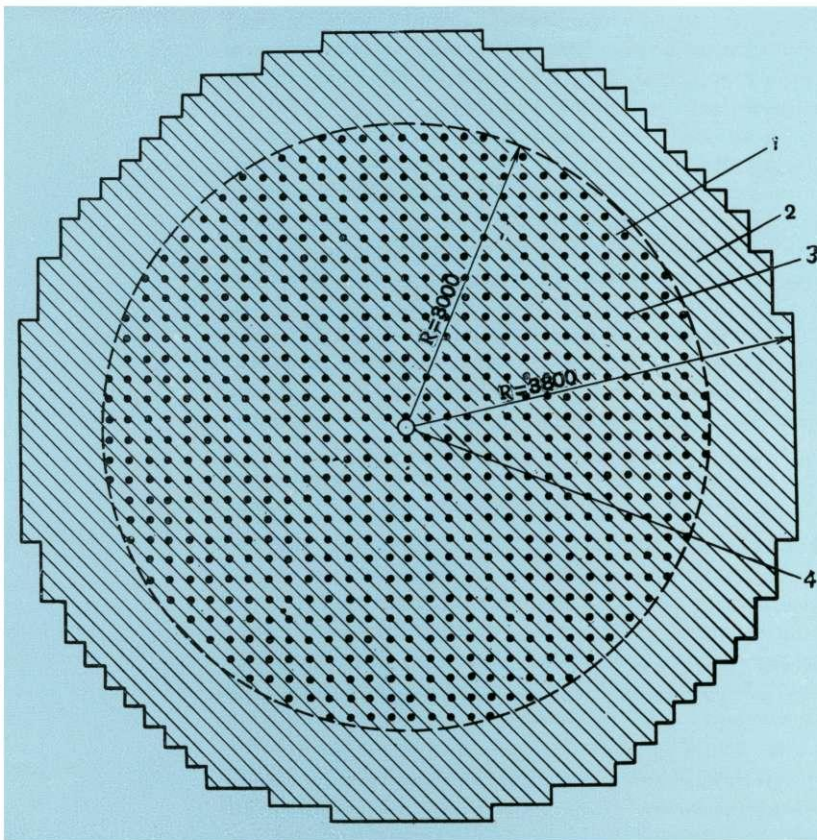


Рис. 2. Схема первого советского реактора:

1 — сферическая активная зона; 2 — отражатель из графита; 3 — урановые блоки; 4 — канал для регулирующего стержня.

атомной энергии им. И. В. Курчатова и импульсный реактор ИБР ОИЯИ в сочетании с микротронным инжектором.

В 1950 г. В. И. Мостовой и М. И. Певзнер с помощью механического селектора Института атомной энергии им. И. В. Курчатова обнаружили и исследовали резонансный характер сечений деления урана-235, плутония-239 и плутония-241. Г. Е. Спивак выполнил прецизионные измерения зависимости числа вторичных нейтронов от энергии нейтронов деления (в тепловой области).

В Физическом институте АН СССР на графитовой призме был разработан новый импульсный метод изучения диффузии нейтронов. Впоследствии, в 1954 г., с помощью этого метода было обнаружено диффузионное охлаждение нейтронов (потеря энергии в процессе диффузии).

На основе исследования нейтронно-физических свойств наиболее совершенного замедлителя — тяжелой воды — в Институте теоретической и экспериментальной физики был разработан, сооружен и пущен в 1949 г. исследовательский тяжеловодный реактор ТВР.

И. Я. Померанчуком, М. И. Гуревичем и другими советскими учеными были разработаны теоретические методы расчета резонансного поглощения нейтронов, которые до настоящего времени широко используются при расчетах реакторов не только в СССР, но и за рубежом.

В 1954 г. была сооружена первая в мире атомная электростанция (АЭС) промышленного типа мощностью 5000 *квт*. Пуск этой станции ознаменовал начало новой эры в энергетике. При строительстве АЭС были решены самые разнообразные проблемы, связанные с применением повышенной температуры воды под большим давлением, обогащенного урана, большого количества нержавеющей стали в активной зоне, устойчивостью регулирования и др.

Реактор Первой АЭС безаварийно проработал уже более 12 лет. Он используется для исследования изменения критической массы при разных обогащениях урана, распределения плотности потока нейтронов по объему активной зоны при различных уровнях выгорания ядерного топлива, эффективности регулирующих стержней и пр. Особое значение имело детальное изучение переходных режимов работы реактора, таких, как изменение реактивности из-за температурных эффектов, накопление продуктов ядерных реакций (в частности, йода-135 и ксенона-135), влияние на состояние реактора остаточного тепловыделения, которое может составлять 5% мощности через 1 мин после прекращения работы реактора, и пр.

На основе конструктивной схемы Первой АЭС разработан и пущен в 1965 г. реактор Белоярской АЭС мощностью 100 Мвт, а в настоящее время строится второй реактор большей мощности.

Уточнение физических расчетов реактора Белоярской АЭС, имеющего более высокую температуру пара и большие размеры активной зоны, было проведено на специальной критической сборке. Сборка представляла собой графитовую кладку диаметром 4 м, высотой 2,2 м, в 44 каналах которой содержалось 680 кг урана, обогащенного до 1,2% ураном-235. На ней исследовались особенности резонансного поглощения в уране, распределение плотности потока нейтронов, эффективность регулирования стержнями из карбида бора и бористой стали и др. Эксперименты на критической сборке показали также, что возможное изменение содержания воды в реакторе из-за кипения или разрыва трубок твэлов не может существенно повлиять на уровень мощности реактора.

В последние годы в связи со строительством мощных атомных электростанций в СССР исследования в области физики ядерных реакторов получили дальнейшее развитие. Так, для больших энергетических реакторов создан и развивается метод расчета критичности гетерогенных реакторов при произвольном расположении регулирующих стержней. Разработка этого метода была начата еще в 1946 г. в Институте атомной энергии им. И. В. Курчатова. Впоследствии он был значительно усовершенствован в Институте теоретической и экспериментальной физики. В настоящее время метод широко применяется для расчета неравномерности выгорания ядерного топлива.

В Институте атомной энергии им. И. В. Курчатова выполнен значительный объем работ по исследованию формирования спектра тепловых нейтронов (термализация нейтронов). Процессы замедления тепловых и быстрых нейтронов различны. Тепловой нейтрон при столкновении с ядром замедлителя может не только потерять часть энергии (что характерно для быстрого нейтрона), но и приобрести ее в результате такого взаимодействия. В этом случае существенную роль начинают играть химические и кристаллические связи вещества замедлителя, которые определяют форму спектра тепловых нейтронов. В. И. Мостовым с сотрудниками были уточнены нейтронные сечения и разработаны методы расчета распределения нейтронов в воде, графите, бериллии и других замедлителях для гетерогенных систем с учетом возможного влияния химических связей. В частности, было найдено, что время установления полного энергетического равновесия нейтронов с графитовым замедлителем составляет приблизительно 2000 мксек против 230 мксек по первоначальным расчетам, основанным на модели тяжелого одноатомного газа. Результаты этих исследований необходимы для физического обоснования проектов мощных энергетических урановодных реакторов, характеристики которых определяются пространственно-энергетическим распределением тепловых и надтепловых нейтронов.

В Институте атомной энергии им. И. В. Курчатова А. П. Александровым с сотрудниками развит метод увеличения времени работы топливной загрузки. Для этой цели в центральные каналы вводят бор. Он хорошо поглощает нейтроны, снижая этим начальный запас избыточной реактивности «свежей»,

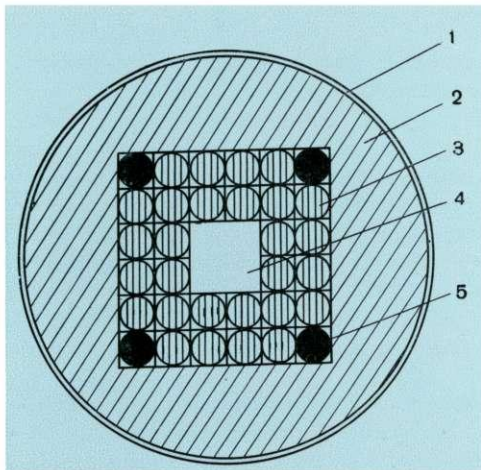


Рис. 3. Схема активной зоны реактора СМ-2: 1 — корпус; 2 — замедлитель из бериллия; 3 — каскада с твэлами; 4 — водяная ловушка нейтронов; 5 — поглощающие стержни.

неработавшей активной зоны. Однако сам бор выгорает в поле нейтронов быстрее урана-235 и высвобождает реактивность, которую связывал в начале работы топливной загрузки. При этом также выравнивается нейтронный поток по радиусу реактора и снижаются тепловые нагрузки в центре активной зоны. Указанный метод, использованный в реакторах ледокола «Ленин», позволил увеличить время работы реактора без смены топлива до трех лет.

Деятельная разработка советскими учеными различных проблем физики реакторов позволила выявить новые возможности реакторной технологии.

Так, например, в Институте атомной энергии им. И. В. Курчатова был предложен новый тип исследовательского реактора на промежуточных нейтронах с ловушкой тепловых нейтронов (СМ-2). Ловушка нейтронов расположена в центре активной зоны и представляет собой цилиндрический объем, заполненный водой. Быстрые нейтроны поступают из активной зоны в ловушку и замедляются. Поскольку диаметр ловушки больше длины диффузии теплового нейтрона, замедленные нейтроны диффундируют внутри ловушки, не выходя за ее пределы. В результате накопления плотность нейтронов в ловушке в десятки раз превосходит плотность их в активной зоне. Реактор СМ-2 начал работать в 1961 г. (рис.3). Поток тепловых нейтронов в ловушке составляет $3 \cdot 10^{15}$ нейтрон/(см² · сек). Поток быстрых нейтронов с энергией больше 1 Мэв достигает 10^{15} нейтрон/(см² · сек).

В нашей стране созданы специальные импульсные реакторы различных типов. И. В. Курчатовым с сотрудниками был разработан и построен уникальный импульсный реактор ИГР из графитовых блоков, пропитанных ураном-235, с интегральным потоком в импульсе $1,1 \cdot 10^{17}$ нейтрон/см². Реактор не имеет теплоносителя, регулирование осуществляется стержнями из окиси гадолиния. При кратковременной работе реактора графит нагревается до 1000—1300° С, а максимальная мгновенная тепловая мощность достигает 1 млн. кВт.

В Институте атомной энергии им. И. В. Курчатова была создана также модель небольшого импульсного реактора ИИН-1 на водном растворе уранилсульфата с длительностью импульса $2 \cdot 10^{-3}$ сек и потоком нейтронов в импульсе $7 \cdot 10^{16}$ нейтрон/(см² · сек). Реактор можно использовать для активационного анализа и других целей.

В 1963 г. был создан Информационный центр по ядерным данным, в состав которого вошли представители основных научно-исследовательских институтов страны, занимающихся исследованиями в области нейтронной физики и физики реакторов. Этот информационный центр обеспечивает контакты и обмен информацией как внутри страны, так и с международными организациями, в том числе с Международным агентством по атомной энергии (МАГАТЭ), и выпускает бюллетени и сборники, включающие результаты экспериментов и расчетов.

ИССЛЕДОВАНИЯ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

Каждый урановый реактор не только расходует уран-235, но и производит некоторое количество плутония, являющегося более качественным ядерным топливом, чем уран-235. В реакторах на тепловых нейтронах обычно получается плутония на 20—50% меньше, чем расходуется урана-235 (коэффициент воспроизводства ядерного топлива меньше единицы).

При исследовании элементарных процессов взаимодействия нейтронов с делящимися веществами было установлено, что если ядерным топливом служит уран-233, а уран-238 заменен торием, то можно получить нового ядерного топлива столько же, сколько сгорело старого, и даже больше, т. е. коэффициент воспроизводства будет 1—1,1.

Особенно перспективно расширенное воспроизводство в реакторах на быстрых нейтронах (в реакторах без замедлителя). Взаимодействие быстрых нейтронов с материалом активной зоны в отличие от тепловых характеризуется большим числом вторичных нейтронов на один акт деления, меньшим захватом нейтронов топливом без деления, конструкционными материалами и продуктами деления, а также большей долей делений в уране-238.

Изучение перспектив расширенного воспроизводства ядерного топлива в реакторах на быстрых нейтронах было начато А. И. Лейпунским с сотрудниками еще в 1949—1950 гг.

Для экспериментального определения коэффициента воспроизводства ядерного топлива и других характеристик в Физико-энергетическом институте (г. Обнинск) были построены физические реакторы на быстрых нейтронах БР-1 (1955 г.) и БР-2 (1956 г.).

Реактор БР-1 мощностью 50 *вт* предназначался для физических исследований, не требующих больших потоков нейтронов; он не имел защиты от излучений и специальной системы охлаждения. В активной зоне реактора не было замедлителя, и состояла она из плутониевых стержней, окруженных урановым экраном. Поперечный разрез реактора БР-1 показан на рис. 4. Реактор БР-2 мощностью 100 *квт* и с потоком быстрых нейтронов до 10^{14} нейтрон/ $(\text{см}^2 \cdot \text{сек})$ имел аналогичную конструкцию, но охлаждался ртутью.

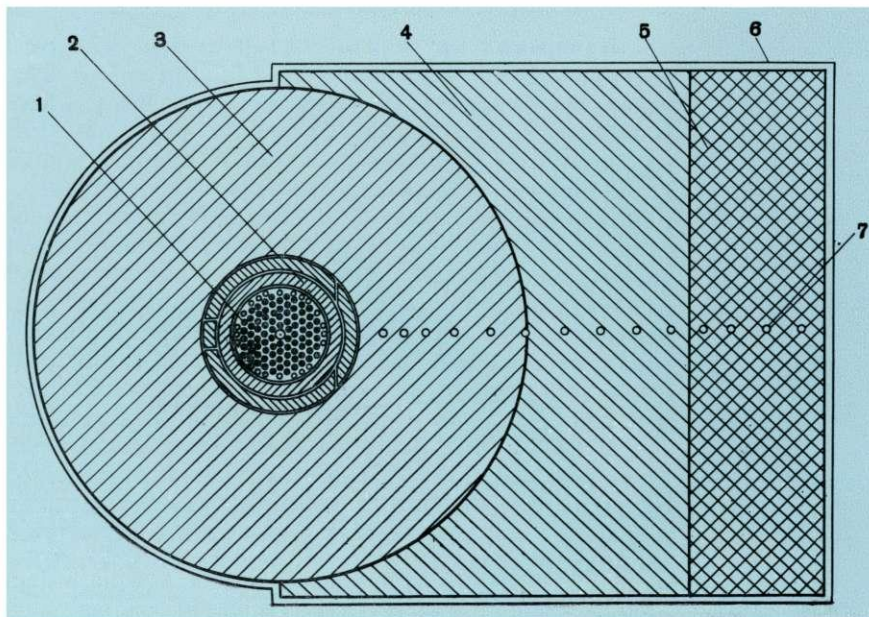


Рис. 4. Поперечный разрез реактора БР-1:

1 — активная зона, набранная из плутониевых стержней (по периферии расположены урановые); 2 — компенсирющий цилиндр; 3 — основной урановый экран; 4, 5 — урановые приставки; 6 — кадмиевый чехол для предотвращения попадания в экран тепловых нейтронов, отраженных от стен помещения; 7 — каналы для проведения измерений.

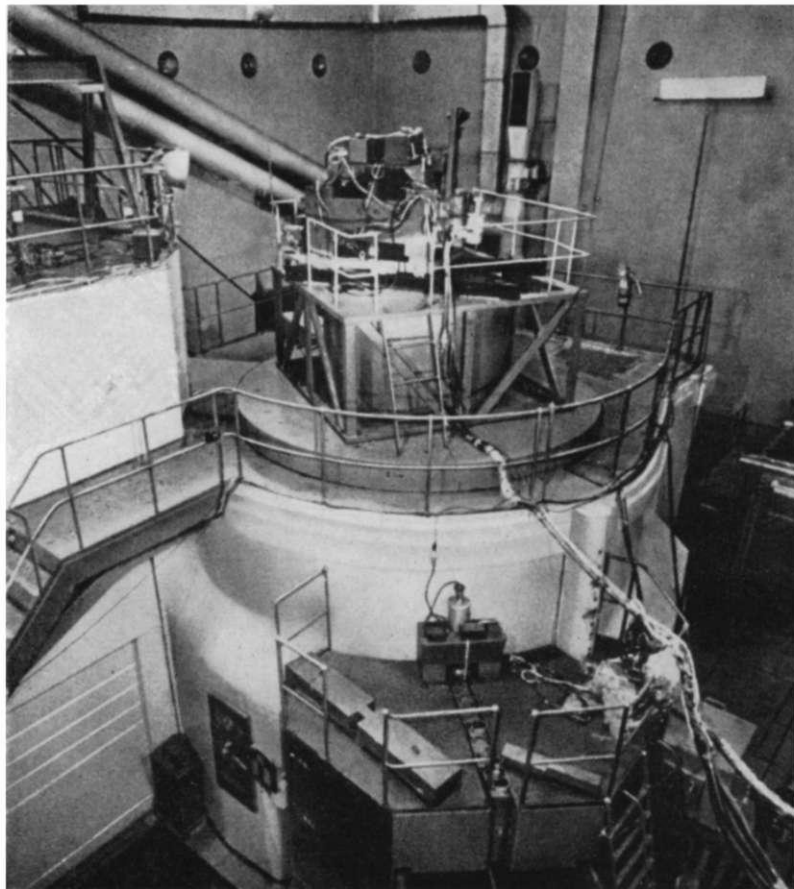


Рис. 5. Внешний вид реактора БР-5.

Измерения на реакторе с урановым экраном показали, что коэффициент воспроизводства составляет 2—2,5. Для экранов из тория коэффициент воспроизводства будет на 10—20% меньше. Результаты исследований подтвердили возможность получения на крупных реакторах расширенного воспроизводства плутония. На строящемся в СССР мощном промышленном реакторе БН-350 коэффициент воспроизводства будет около 1,5 из-за большого количества конструкционных материалов в активной зоне. Кроме того, было показано, что отношение сечения захвата нейтрона к сечению деления для быстрых нейтронов значительно меньше, чем для тепловых; сечение захвата быстрых нейтронов продуктами деления меньше сечения захвата тепловых; вредное поглощение нейтронов конструкционными материалами в несколько раз слабее, чем в реакторах на тепловых нейтронах. На основании результатов этих исследований было установлено, что критическая масса промышленного реактора на быстрых нейтронах должна составить более 50 кг плутония.

В 1958 г. был построен экспериментальный реактор БР-5 тепловой мощностью 5000 *квт* (рис. 5). Конструкция этого реактора содержит многие элементы будущих промышленных реакторов на быстрых нейтронах. Отвод тепла из активной зоны осуществляется жидким натрием при температуре до 500° С, в качестве топлива используется окись плутония в оболочках из нержавеющей стали. С помощью реактора БР-5 были проведены физические и технологические исследования, а результаты их использованы при разработке сооружаемых

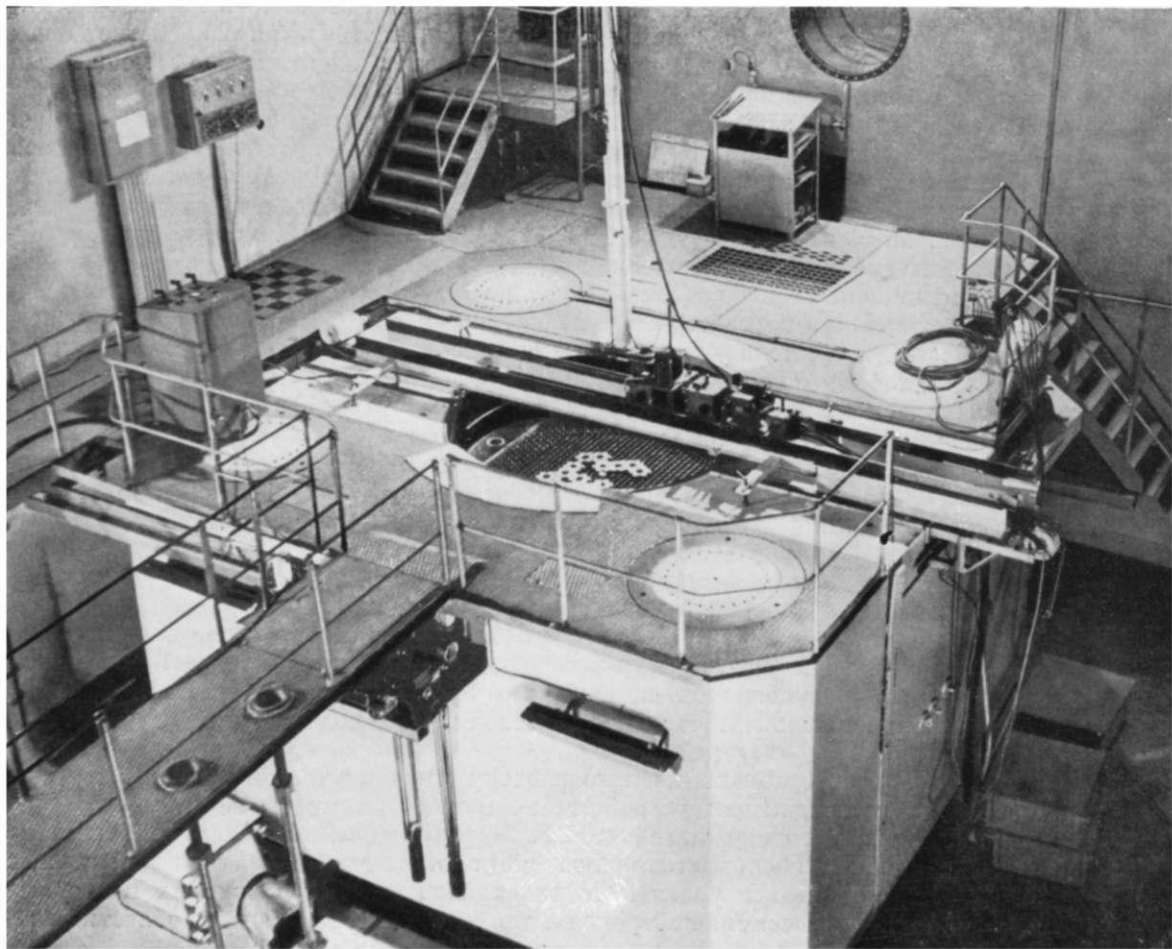


Рис. 6. Стенд БФС-1.

в настоящее время атомной электростанции с реактором на быстрых нейтронах БН-350 (г. Шевченко) и опытного реактора БОР-60 (г. Мелекесс).

В связи с разработкой промышленных реакторов на быстрых нейтронах были развиты специальные многогрупповые методы расчета. Теоретические методы расчета не могут дать физически точного описания процессов, возникающих в реакторе (процессов замедления, распределения нейтронов на границе двух сред и т. д.), особенно для новых моделей реактора. Поэтому при создании реактора теоретические данные проверяются экспериментально на полномасштабных сборках — физических моделях активной зоны реактора, работающих в подкритическом или критическом режимах.

В связи с этим в Физико-энергетическом институте в 1961 г. был построен уникальный физический стенд БФС (рис. 6) для изучения физики активных зон реакторов на быстрых нейтронах с загрузкой ядерного топлива 700 кг и более. Стенд содержит 1500 каналов, в которые закладываются таблетки из делящегося материала в различных сочетаниях с материалами, имитирующими теплоноситель и материалы конструкции. На стенде БФС изучено много вариантов активных зон реакторов с определением зависимости критической массы и коэффициента воспроизводства от концентрации делящегося материала,

размера и состава активной зоны и других зависимостей и характеристик. Результаты этих исследований имели большое значение при разработке новых энергетических реакторов на быстрых нейтронах электрической мощностью до 1000 Мвт.

В Институте атомной энергии им. И. В. Курчатова с участием других научных организаций была построена уникальная энергетическая установка «Ромашка» с высокотемпературным реактором на быстрых нейтронах и прямым получением электроэнергии с помощью термоэлектрического преобразователя мощностью 0,5 кВт. Преимущество этой схемы реакторной установки — отсутствие каких-либо теплоносителей и движущихся механизмов. Тепло, генерируемое в активной зоне реактора (температура в центре 1800° С), за счет теплопроводности материалов передается термоэлектрическому преобразователю и дальше с помощью излучателя — в окружающее пространство. Принципиальная схема реактора приведена на рис. 7.

Пуск «Ромашки» был осуществлен 14 августа 1964 г. Она бесперебойно проработала 15 000 ч. Тепловая мощность и температура реактора с хорошей точностью поддерживались на заданном уровне в результате саморегулирования.

В 1960 г. в Объединенном институте ядерных исследований (г. Дубна) был сооружен импульсный реактор без замедлителя ИБР. Максимальная мгновенная тепловая мощность реактора 23 Мвт, средняя — 1÷6 кВт, максимальный поток тепловых нейтронов в импульсе, используемых при исследовательских работах, примерно $3 \cdot 10^{14}$ нейтрон / (см² · сек), частота повторения от 3,3 до 83 имп/сек. Импульсы быстрых нейтронов возникают при кратковременном совмещении вращающегося со скоростью 500 об/мин вкладыша из урана-235 с двумя неподвижными частями активной зоны, содержащими плутониевые стержни.

Такой реактор экономичен по расходу ядерного топлива, не требует специальных охлаждающих устройств, не создает большого нейтронного фона в промежутках между измерениями. Эксплуатация показала, что реактор ИБР — удобное экспериментальное устройство для изучения нейтронных сечений, резонансных уровней атомных ядер, изучения жидких и твердых тел с помощью рассеяния нейтронов и для других исследований в области физики реакторов.

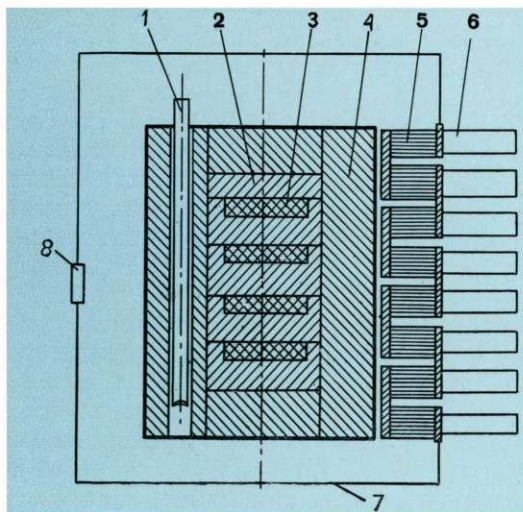


Рис. 7. Принципиальная схема реактора «Ромашка»:

1 — стержень регулирования мощности; 2 — графитовый корпус для диоксида урана; 3 — твэлы из диоксида урана; 4 — отражатель из бериллия; 5 — термоэлементы; 6 — рассеиватель тепла на холодном конце термоэлементов; 7 — электрические провода; 8 — полезная электрическая нагрузка.

Размеры реактора и величина загрузки ядерного топлива прямо зависят от интенсивности теплосъема. Поэтому тепловая нагрузка поверхности твэлов даже Первой в мире АЭС была доведена за счет принудительной циркуляции воды до $1,1 \cdot 10^6$ ккал/(м² · ч). Паровые котлы и теплообменники тепловых электростанций обычно работают с тепловыми нагрузками в несколько раз меньшими, чем в реакторах. Более того, процессы, связанные с переносом тепла, могут непосредственно влиять на динамику цепной реакции деления. Например, при нагреве теплоносителя в нем образуются пузырьки пара, меняющие способность воды замедлять, рассеивать и поглощать нейтроны и вызывающие изменение скорости размножения нейтронов. Таким образом возникают пульсации мощности реактора, которые могут нарушить его работу.

Аварийное уменьшение теплосъема в ядерном реакторе может легко привести к перегреву и разрушению твэлов даже после прекращения цепной реакции. Особенно опасно разрушение твэлов в связи с возможностью попадания радиоактивных продуктов деления урана и плутония в контур теплоносителя, а в кипящих реакторах — в паровую турбину и конденсатор.

Интенсивный теплосъем в ядерных реакторах связан со специфическими ядерно-физическими особенностями теплоносителя. Теплоноситель должен слабо поглощать нейтроны, он не должен химически взаимодействовать с конструкционными материалами, а также менять своих свойств в поле реакторного излучения.

Вода широко используется как теплоноситель в реакторах для производства плутония, в энергетических и транспортных реакторах. В связи с этим в Советском Союзе был выполнен большой объем работ по исследованию воды применительно к реакторным условиям. При этом были обнаружены некоторые новые свойства воды как теплоносителя. Например, в результате исследований критических тепловых потоков было показано, что скорость воды неоднозначно влияет на величину потока для паро-водяной смеси. Величина этого потока обратно пропорциональна давлению и теплосодержанию (энтальпии), но с увеличением скорости воды зависимость от давления уменьшается, а от энтальпии — увеличивается. Было обнаружено также, что коэффициент теплоотдачи зависит от скорости изменения тепловой нагрузки по длине канала активной зоны. Результаты этих и других работ советских ученых послужили основой развития технологии реакторов с водяным теплоносителем, например реактора Ново-Воронежской АЭС мощностью 210 Мвт — одного из самых крупных энергетических реакторов водо-водяного типа. Опыт эксплуатации этого реактора показал, что при уменьшении диаметра твэла до 8,8 мм, снижении коэффициента неравномерности распределения энерговыделения по радиусу активной зоны и др. можно увеличить мощность реактора в 1,8 раза и довести электрическую мощность АЭС до 400 Мвт. Эти данные были использованы при разработке второго блока Ново-Воронежской АЭС, который строится в настоящее время.

В уникальном исследовательском реакторе СМ-2 с использованием водяного теплоносителя впервые в практике реакторостроения был достигнут теплосъем $6 \cdot 10^6$ ккал/(м² · ч). Такой теплосъем обеспечивается циркуляцией воды в активной зоне со скоростью 9 м/сек, давлением 50 ата, температурой на входе в активную зону 50° С, а на выходе примерно 80° С. Вода проходит в зазорах между топливными пластинами и омывает каждую с обеих сторон (ширина зазора 1,55 мм, толщина топливной пластины 0,8 мм). Дальнейшая эксплуатация реактора показала возможность увеличения теплосъема до 10—11 · 10⁶ ккал/(м² · ч).

Турбины большинства атомных электростанций работают на насыщенном или слабоперегретом паре с температурой 230—350° С. Такие АЭС имеют сравнительно невысокий к. п. д., который можно увеличить за счет перегрева пара в реакторе до 500—550° С (ядерный перегрев).

Ядерный перегрев пара используется в реакторе Белоярской АЭС им. И. В. Курчатова (электрической мощностью 100 Мвт), разработанном Н. А. Доллежалом и А. К. Красиным с сотрудниками.

Реактор имеет два типа каналов: одни, где вода испаряется и паро-водяная смесь поступает в сепаратор, и другие, в которых пар из сепаратора перегревается до 510° С.

При разработке проекта этого реактора были проведены широкие исследования, связанные с кипением воды в активной зоне и охлаждением твэлов водяным паром. В частности, были выяснены условия бескризисного теплоотвода для повышенных давлений в трубках малого диаметра (8—10 мм) и установлено, что увеличение температуры стенки при кризисе теплоотвода тем выше, чем ниже давление теплоносителя, и что при уменьшении давления теплоносителя критическое паросодержание возрастает. Оказалось также, что обнаруженные пульсации расхода воды и температуры можно ликвидировать, увеличивая давление теплоносителя выше 90 атм. В целях выравнивания энерговыделения по радиусу реактора и увеличения его мощности при той же величине максимального теплосъема было принято решение о расположении пароперегревательных каналов в центральной части активной зоны.

Результаты дальнейших исследований показали, что при увеличении давления пара до 120—140 атм и переходе на одноконтурную схему (подача пара из реактора прямо в турбину без промежуточного теплообменника) электрическая мощность второго реактора Белоярской АЭС может быть увеличена до 200 Мвт при сохранении габаритов первого. Исследования ядерного перегрева пара указывают на возможность значительного улучшения теплоотвода и гидродинамики подобных реакторов при использовании теплоносителя за критических параметров (давление 250—300 атм). Однако следует отметить, что повышение параметров пара усложняет конструкцию и ухудшает баланс нейтронов в реакторе. Эти обстоятельства снижают экономичность реактора и АЭС в целом. Поэтому при разработке высокотемпературных энергетических реакторов стоит задача определить оптимум с экономической точки зрения между высокой температурой и сложностью конструкции.

Применение натрия как теплоносителя в ядерных реакторах на быстрых нейтронах потребовало детального изучения его свойств, разработки способов очистки и предотвращения взаимодействия с водой, определения влияния окислов и создания конструкций насосов, теплообменников и другого оборудования.

Натрий слабо замедляет нейтроны, имеет хорошую теплопроводность и довольно высокую теплоемкость [0,3 ккал/(кг · °С)]. Благодаря высокой температуре кипения (878 °С) натрий как теплоноситель может работать в высокотемпературных системах (500—750° С) с давлением всего в несколько атмосфер.

Подобные исследования натриевого теплоносителя были проведены в Физико-энергетическом институте В. И. Субботиным с сотрудниками. В этих работах, в частности, было показано, что полученные ранее данные по теплоотводу в круглых трубках недостаточны для расчета распределения температуры в пучках твэлов, используемых в реакторах, из-за влияния высокой теплопроводности натрия.

Результаты этих исследований были использованы при разработке первого в СССР реактора на быстрых нейтронах БР-5 с охлаждением жидким натрием, который начал работать в 1958 г. Температура натриевого теплоносителя составляет 500° С, удельный теплосъем — 500 квт/л. Такие же проектные тепловые

характеристики имеет строящийся сейчас реактор на быстрых нейтронах БН-350.

Для повышения к. п. д. теплового цикла и увеличения экономической эффективности АЭС в разрабатываемых проектах энергетических реакторов на быстрых нейтронах электрической мощностью до 1000 *Мвт* и строящемся опытном реакторе БОР-60 предусматривается увеличение удельного теплосъема до 1500 *квт/л* и температуры натрия до 600—650° С.

В Советском Союзе ведутся также работы по исследованию свойств реакторных теплоносителей, таких, как углекислый газ, гелий, органические жидкости и др.

В заключение необходимо подчеркнуть, что физика ядерных реакторов имеет большие перспективы развития. Появляются новые типы ядерных реакторов более сложной конструкции. Например, несколько лет назад была начата разработка реакторов для космических полетов, характеризующихся высокими температурами рабочего тела и активной зоны в целом (тысячи градусов). Создание более совершенных реакторов для энергетики, транспорта и других отраслей народного хозяйства потребует решения новых проблем в области физики ядерных реакторов. Поэтому нет сомнения в том, что дальнейшее развитие физики ядерных реакторов откроет не одну новую страницу в науке и технике.

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

Б. Б. БАТУРОВ, Ю. И. КОРЯКИН

ВВЕДЕНИЕ

После того как в первые послевоенные годы в СССР был получен необходимый опыт по созданию и освоению реакторов для производства плутония и были решены многие сложные технические проблемы, советские ученые первыми приступили к следующему этапу в использовании цепной реакции — практическому решению проблемы энергетического использования атомной энергии.

В 1948—1950 гг. в Советском Союзе были выполнены разработки проектов двух атомных электростанций небольшой мощности — 10 и 5 тыс. *квт*. Первым из них был проект «Шарик» — атомной станции с реактором, имевшим графитовый замедлитель и гелиевое охлаждение при давлении гелия в корпусе 100 *атм*. В проекте предусматривались окисные тепловыделяющие элементы. Строительство этой станции предполагалось в г. Обнинске, но оно не осуществилось, так как предпочтение было отдано второму проекту «АМ», где теплосъем с уран-графитовой системы осуществлялся водой.

Эти разработки показали, что особенно существенное значение для будущих атомных электростанций имеет отработка в натурных условиях надежных тепловыделяющих элементов, содержащих ядерное горючее. Специально для этих целей были спроектированы и построены реактор РФТ и другие. Активная зона реактора РФТ имела замкнутые контуры, так называемые «петли», в которых можно было испытывать в натурных условиях тепловыделяющие элементы. Состав этих петель характеризует разработки того времени — это были петли с теплосъемом водой под давлением до 100—200 *атм*, гелием под давлением 60 *атм* и жидкими металлами. Именно на реакторе РФТ были отработаны тепловыделяющие элементы для Первой в мире атомной электростанции в Обнинске. Основные направления реакторной техники, развившиеся в дальнейшем

в СССР, — реакторы с водой под давлением и с замедлением в обычной воде, с обычной кипящей водой, с графитовым замедлителем и теплоносителем водой под давлением или кипящей водой, реакторы тяжеловодные с газовым теплоносителем и реакторы на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем — уже зародились к этому периоду.

СОЗДАНИЕ ПЕРВОЙ В МИРЕ АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

27 июня 1954 г. в г. Обнинске под Москвой была пущена Первая в мире атомная электростанция (АЭС) мощностью 5000 *квт*(эл.) Реакторное здание этой станции показано на рис. 1.

До этого события великое открытие нашего века — атомная энергия — в представлении миллионов людей связывалось только с военным применением. Использование цепной реакции в реакторе атомной электростанции для производства электроэнергии показало, что атомную энергию можно применить для созидательных мирных целей, на благо человека.

Создание Первой атомной электростанции имело важное значение. Была доказана практическая возможность использования урана в качестве топлива для выработки электроэнергии. К обычным видам энергетического топлива добавился новый вид — ядерное топливо, обладающее огромной энергоемкостью.

Первая АЭС продемонстрировала возможность устойчивой и надежной работы реактора в блоке с турбиной и позволила получить опыт для создания более мощных АЭС.

При выборе конструктивной схемы АЭС были использованы опробованные к тому времени при проектировании и строительстве реакторов принципиальные технические решения. В качестве замедлителя нейтронов был выбран графит, а теплоносителя — обычная вода.

В каждом технологическом канале, через который проходит теплоноситель, размещены по четыре урановых тепловыделяющих элемента. Теплоноситель в каналах, проходя по трубкам тепловыделяющих элементов, нагревается до температур, достаточных для получения пара, который может быть использован в турбине.

Принципиальная схема Первой АЭС аналогична схеме обычной тепловой электростанции, только топка парового котла заменяется ядерным реактором с первым контуром. Нагретая в реакторе вода под давлением 100 *атм* и при температуре 280° С поступает по трубопроводам в парогенератор, где отдает тепло воде второго контура и вновь возвращается в реактор. Вода второго контура в парогенераторах превращается в пар, перегревается до 270° С при давлении 12 *атм* и поступает в турбину. Электрическая мощность Первой АЭС была установлена 5000 *квт*.

Выбор двухконтурной схемы АЭС в основном был обусловлен желанием исключить возможность попадания радиоактивности в турбинный зал и локализовать ее в пределах первого контура, окруженного радиационной защитой.

Относительно низкие параметры пара на Первой АЭС диктовались нежеланием на первых порах чрезмерно усложнять инженерные проблемы конструирования реактора. Выбранные давление и температура первого контура представлялись вполне умеренными и обоснованными в качестве первого шага, что оправдало себя на практике.

Несмотря на простоту принципиальной схемы АЭС, при ее создании необходимо было решить ряд сложных проблем. В основном они были связаны с существенно более высокими температурой теплоносителя и тепловыми потоками в реакторе по сравнению с действовавшими к тому времени реакторами для производства плутония.



Рис. 1. Реакторное здание Первой АЭС.

Особое внимание было обращено на создание тепловыделяющего элемента (твэла), надежность работы которого в значительной степени определяла надежность работы АЭС.

Твэлы различных конструкций с различными композициями горючего испытывали на стендах, где тепловыделение в них имитировалось электронагревом. Лучшие из вариантов твэлов проверяли, кроме того, в экспериментальном реакторе РФТ. Испытания подтвердили работоспособность выбранной конструкции и композиции твэлов при тепловых потоках до $2 \cdot 10^6$ ккал/(м²·ч). Это было большим достижением, если учесть, что обычная энергетика в паровых котлах имеет дело с тепловыми потоками, в несколько раз меньшими.

Успешная работа Первой АЭС в течение 13 лет дала возможность провести большое количество исследований и экспериментальных работ, необходимых для проектирования и сооружения последующих, более мощных энергетических реакторов. Станция была оснащена рядом петель и экспериментальных устройств для отработки различных узлов и конструкций последующих атомных

электростанций, а ее эксплуатация явилась хорошей школой подготовки кадров для новых АЭС.

В результате эксплуатации Первой АЭС впервые было показано, что: преобразование атомной энергии в электрическую в промышленном масштабе технически осуществимо;

АЭС достаточно надежна и маневренна в работе и отвечает необходимым требованиям работы в энергосистеме;

АЭС вполне безопасна в радиационно-биологическом отношении как для обслуживающего персонала, так и для населения окружающих районов.

В ходе работы Первой АЭС были изучены физические и тепловые процессы, происходящие в реакторе; получен опыт эксплуатации всех контуров и систем АЭС в различных режимах, включая аварийные; проверена работоспособность, ресурсы, условия обслуживания и ремонта оборудования, приборов и устройств, работающих в условиях контакта с радиоактивным излучением; подтверждены многие инженерные решения как основа для проектирования последующих АЭС.

Опытом эксплуатации, в частности, подтверждена хорошая работоспособность твэлов и их топливной композиции; значительное число рабочих каналов проработало в реакторе в 1,5—3,5 раза больше расчетного срока. Проверена возможность использования графита в качестве замедлителя нейтронов в течение длительного срока при температурах до 700° С.

Конструкция реактора оказалась технически весьма гибкой. Она позволила без сколько-нибудь значительных переделок осуществить крупномасштабный эксперимент по переводу реактора в прогрессивный режим кипения и перегрева теплоносителя в активной зоне. Оказалось возможным разработать и успешно применить метод частичной перегрузки каналов, заключающийся в перестановке периферийных каналов в центральную часть реактора и загрузке периферийной части свежими каналами. Это позволило добиться увеличения среднего выгорания горючего, что существенно повышает экономичность АЭС.

Говоря об итогах работы Первой АЭС, нельзя не отметить ее большое общественное значение.

Успешный пуск Первой АЭС был воспринят мировой общественностью как важное историческое событие. Так, английская газета «Ньюс Кроникл» писала: «СССР пуском Первой промышленной атомной электростанции обошел на два года Англию»; польская газета «Трибуна Люду»: «Мы запоем эту дату. Она будет определена как начало великой промышленной и технической революции, значение которой сейчас даже невозможно себе представить»; «Дейли Уоркер»: «Это историческое событие имеет неизмеримо большее международное значение, чем сброс первой атомной бомбы на Хиросиму».

С самого пуска АЭС, особенно в первые годы эксплуатации, на нее не прекращался поток делегаций — советских и иностранных. Станцию посетили виднейшие политические, научные, культурные деятели различных стран, многие инженеры и техники, оставившие теплые отзывы о первенце советской ядерной энергетики. Это способствовало пробуждению интереса к мирному использованию атомной энергии.

В 1955 г. в Женеве состоялась Первая международная конференция по мирному использованию атомной энергии. На конференции присутствовали несколько тысяч виднейших специалистов по атомной энергии почти от всех стран мира. Доклад Советского Союза, посвященный опыту работы Первой в мире атомной электростанции, был заслушан с большим интересом.

Труд создателей Первой АЭС был высоко оценен советским народом. Большая группа ученых, инженеров и рабочих была награждена орденами и медалями, а основным руководителям работ присуждена Ленинская премия.

МОЩНЫЕ АЭС

На базе конструкции реактора Первой АЭС были разработаны и построены более мощные и технически совершенные реакторы первого и второго блоков Белоярской АЭС.

Следует, однако, заметить, что хотя сооружением Первой АЭС и была доказана техническая осуществимость получения электроэнергии за счет реакции деления ядер урана, экономическая целесообразность строительства АЭС была далеко еще не очевидной. Она не была, да и не могла быть доказана сооружением единственной АЭС столь небольшой мощности. Поэтому спустя некоторое время после пуска Первой АЭС начался новый этап в строительстве атомных электростанций — разработка и сооружение мощных новейших реакторов. Цель их сооружения — выявление наряду с техническими и эксплуатационными характеристиками экономических показателей и выбор оптимального в технико-экономическом отношении типа реактора для АЭС, пригодного для широкого внедрения в народное хозяйство.

Успешное решение проблемы получения урана, обогащенного делящимся изотопом ураном-235, создание промышленности по производству обогащенного урана, специальных реакторных материалов ядерного класса (графита, циркониевых сплавов, тяжелой воды и т. п.) существенно расширило круг реакторов, которые могли быть использованы на АЭС.

Появилась техническая возможность создания более компактных, энергонапряженных и эффективных по использованию нейтронов и ядерного топлива, более удовлетворяющих современную энергетику по параметрам пара реакторных установок.

Ученые и инженеры предложили множество реакторных концепций для АЭС, отличающихся:

- по виду и обогащению ядерного топлива (природный и слабообогащенный уран, высокообогащенный уран и плутоний);

- по материалу замедлителя (графит, тяжелая вода, обычная вода и вообще без замедлителя — реакторы на быстрых, не замедленных нейтронах);

- по виду теплоносителя, используемого в реакторе (обычная вода под давлением, кипящая обычная вода, перегретый пар, углекислый газ, расплавленный металлический натрий);

- по принципиальной конструктивной схеме реактора (давление теплоносителя в реакторе несет прочный корпус — корпусные реакторы, давление теплоносителя в реакторе несут технологические каналы, в которых расположены твэлы — каналные реакторы; конструкция перегрузочных устройств предусматривает поканальную замену топлива без остановки АЭС — реактор с перегрузкой на ходу);

- по технологической схеме передачи тепла из реактора к турбине (одноконтурная схема с подачей пара из реактора непосредственно в турбину, двухконтурная с передачей тепла первым контуром в парогенератор и подачей пара второго контура в турбину, двухконтурная с дополнительным перегревом пара второго контура в реакторе перед подачей на турбину, трехконтурная с буферным промежуточным вторым контуром, предотвращающим контакт радиоактивного теплоносителя первого контура с паром, идущим на турбину);

- наконец, по параметрам пара, даваемым реакторной установкой, перед турбиной (насыщенный пар с параметрами 30—40 атм, 230—250° С, требующий создания специальных турбин для АЭС, и перегретый пар с параметрами 35—90 атм, 435—500° С, позволяющий использовать стандартные турбоагрегаты, применяемые в современной обычной теплоэнергетике).

В таблице схематически приведены некоторые из наиболее перспективных технических направлений, по которым были развернуты работы по созданию реакторных установок для АЭС.

Основные направления разработки АЭС

Топливо	Теплоноситель	Замедлитель	Конструкция реактора	Технологическая схема	Параметры пара	Применен на АЭС
Природный уран	Органическая жидкость →	Тяжелая вода →	Канальный →	Двухконтурная →	Насыщенный пар	АЭС в Богунцах (ЧССР) Сибирская АЭС
	Углекислый газ →	Тяжелая вода →	Канальный →	Двухконтурная →	Перегретый пар →	
	Обычная вода →	Графит →	Корпусной →	Двухконтурная →	Перегретый пар	
Слабообогащенный уран	Обычная вода →	Графит →	Канальный →	Двухконтурная →	Насыщенный пар →	Белоярская АЭС Мелекесская АЭС Нововоронежская АЭС
	Натрий →	Графит →	Канальный →	Трехконтурная →	Перегретый пар	
	Обычная вода →	Графит →	Канальный →	Одноконтурная →	Насыщенный пар	
	Обычная вода →	Обычная вода →	Корпусной →	Одноконтурная →	Перегретый пар →	
Высокообогащенный уран	Натрий	Нет	Корпусной	Трехконтурная	Насыщенный пар	Шевченковская АЭС

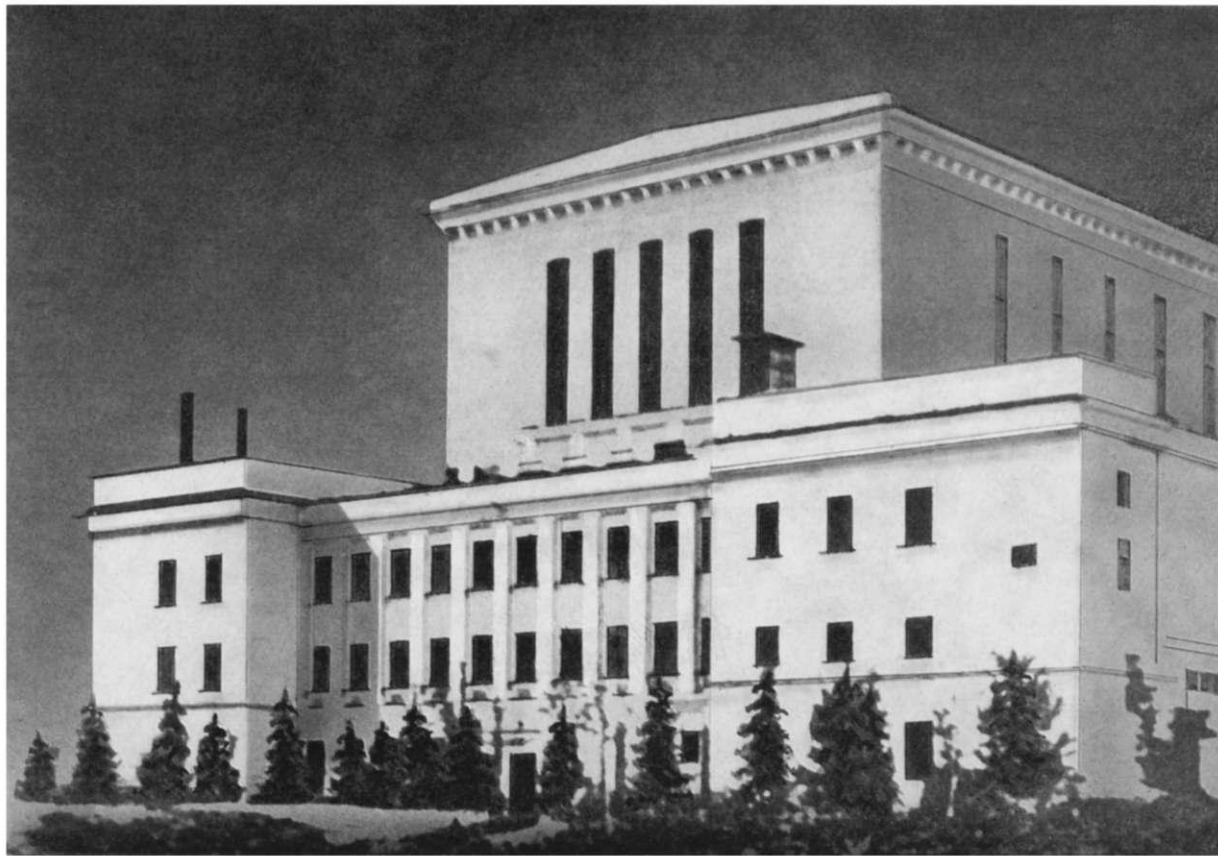


Рис. 2. Реакторное здание первой очереди Сибирской АЭС.

Как и следовало ожидать, несмотря на многообразие предложенных вариантов реакторных установок, ни в одной из них не сочетались технические решения, в полной мере способные удовлетворить многочисленным, часто противоречивым требованиям высокой надежности и безопасности работы АЭС при низких затратах на ее сооружение и эксплуатацию.

Так, стремление повысить надежность и безопасность работы установки в случае использования в первом контуре АЭС в качестве теплоносителя натрия путем введения в схему дополнительного промежуточного контура, исключающего возможность контакта радиоактивного натрия с паро-водяной средой третьего контура, приводит к дополнительным затратам на сооружение и эксплуатацию АЭС.

Переход от двухконтурной схемы АЭС к одноконтурной с подачей пара из реактора непосредственно в турбину приводит к некоторому сокращению затрат на сооружение станции, но осложняет условия эксплуатации турбины, поскольку она в этом случае работает на радиоактивном паре, хотя и с незначительной активностью.

Использование в качестве теплоносителя в реакторе углекислого газа позволяет существенно уменьшить объем жидких радиоактивных отходов, что значительно улучшает условия эксплуатации АЭС. Вместе с тем низкие теплопередающие свойства газов ухудшают энергонапряженность активной

зоны, приводят к увеличению габаритов реактора и другого оборудования первого контура и, как следствие, к увеличению строительных объемов и капитальных затрат при сооружении такого типа АЭС.

Попытка улучшить технико-экономические показатели АЭС повышением температуры первичного теплоносителя и получением перегретого пара с целью увеличения коэффициента полезного действия станции влечет за собой необходимость применения в активной зоне реактора нержавеющей стали — материала, способного работать при высоких температурах, но интенсивного поглотителя нейтронов. В результате ухудшается нейтронный баланс в активной зоне и снижается эффективность использования ядерного топлива.

Можно добиться существенного улучшения нейтронного баланса и эффективности использования ядерного топлива, если использовать в активной зоне в качестве конструкционных материалов слабопоглощающие алюминиевые или циркониевые сплавы и в качестве замедлителя, например, тяжелую воду. Однако прочность алюминиевых сплавов невелика и не обеспечивает получения пара приемлемых параметров. Циркониевые же сплавы, хотя и позволяют получать насыщенный пар с температурой до 250—300° С, пока относительно дороги. Точно так же за улучшение нейтронно-физических характеристик реактора при использовании тяжелой воды приходится расплачиваться увеличением капитальных затрат как в связи с высокой стоимостью самой тяжелой воды, так и в связи со значительным усложнением технологической схемы первого контура атомной электростанции, вызванным необходимостью свести к минимуму непроизводительные потери этого дорогостоящего продукта.

В какой мере каждое из предлагаемых технических решений оптимально с эксплуатационной точки зрения, обосновано ли оно экономически, оправданы ли дополнительные затраты, которые связаны с возможным улучшением технических характеристик АЭС?

Ответить на эти вопросы можно было только после проведения широкого фронта экспериментальных работ, детальной проектной проработки и в отдельных случаях лишь после строительства и определенного периода эксплуатации АЭС с реактором исследуемого типа.

Каждую из приведенных в таблице реакторных концепций тщательно изучали и прорабатывали на протяжении многих лет. В результате исследования по отдельным направлениям, как, например, по созданию натрий-графитового реактора в Советском Союзе, были прекращены уже на стадии проектирования как неперспективные. В США такой реактор был построен, но после нескольких лет эксплуатации вышел из строя и работы по нему прекращены, что подтвердило правильность нашего отказа от развития этого направления.

Работы по созданию тяжеловодного реактора с органическим теплоносителем и газо-графитового реактора на природном уране было признано целесообразным ограничить в прошедший период экспериментальными исследованиями и проектными проработками крупномасштабных реакторов для АЭС. Такое решение было обусловлено отсутствием у указанных реакторов существенных технических и экономических преимуществ перед реакторами более освоенного уран-графитового и водо-водяного типов, а также желанием сконцентрировать усилия на отработке минимального числа типов реакторов для АЭС с целью своевременной подготовки промышленности к серийному их выпуску при переходе к широкому строительству АЭС в будущем.

За прошедший период было спроектировано и построено несколько крупных АЭС с реакторами разных типов.

Сибирская АЭС. В 1958 г. была пущена первая очередь Сибирской АЭС мощностью 100 Мвт(эл.) (рис. 2) с уран-графитовым реактором, охлаждаемым водой под давлением.

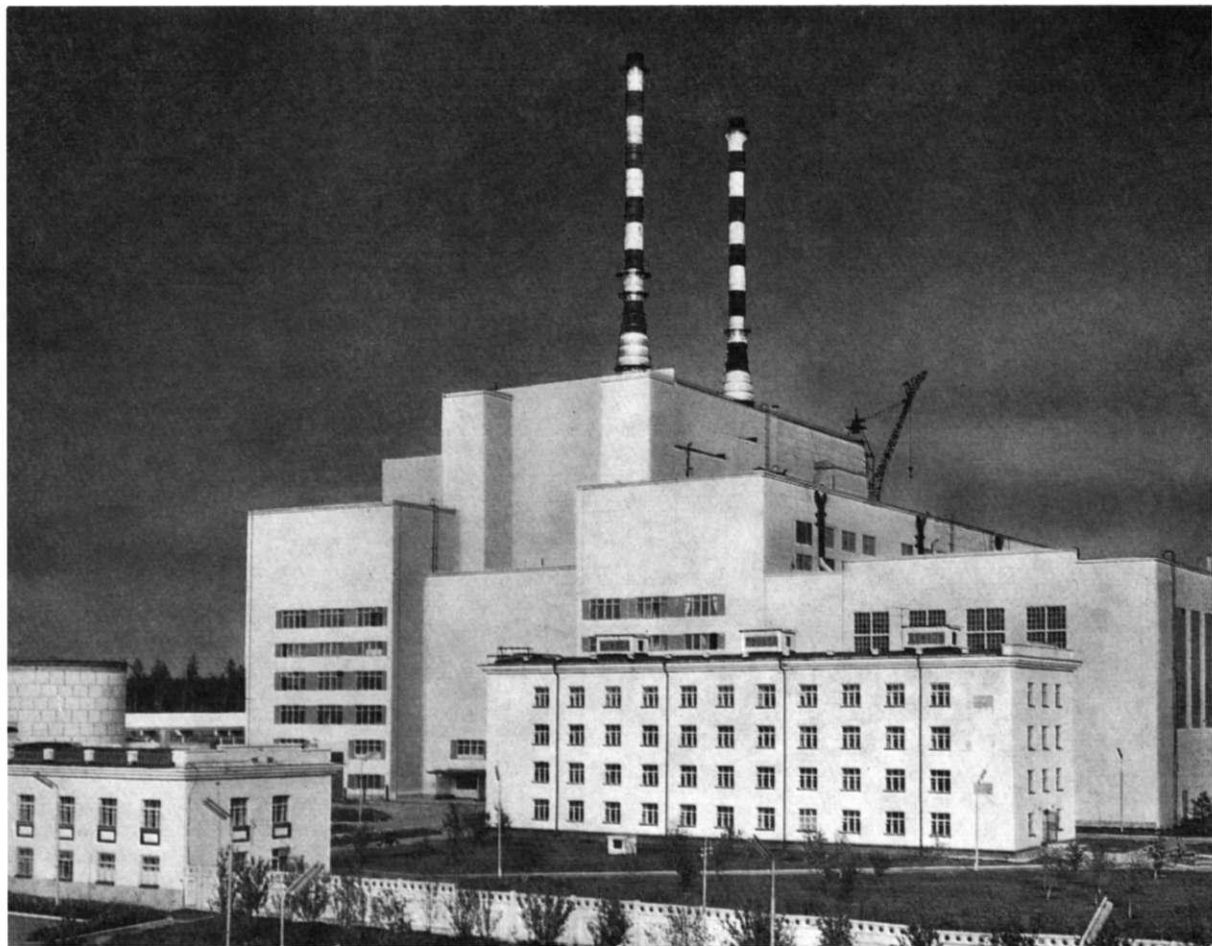


Рис. 3. Белоярская атомная электростанция им. И. В. Курчатова.

АЭС имеет двухконтурную технологическую схему. Вода первого контура нагревается в реакторе до $180\text{--}220^{\circ}\text{C}$ в зависимости от материала технологических труб каналов с горючим. Эта вода поступает в парогенераторы, где отдает свое тепло воде второго контура для ее нагрева, испарения и перегрева пара. Перегретый до 185°C пар поступает в двухпоточные турбогенераторы. Конденсат пара вновь возвращается в парогенераторы. В вертикальных каналах реактора находятся твэлы из природного урана. Реактор оборудован механизмами, позволяющими дистанционно и автоматически разгружать из каждого канала отработавшие твэлы.

К настоящему времени суммарная мощность АЭС составляет более 600 Мвт (эл.) .

Аналогичный, по больший по электрической мощности реактор типа NPR в Соединенных Штатах Америки был введен в эксплуатацию в 1966 г.

Белоярская АЭС. В сентябре 1963 г. был введен в действие первый блок Белоярской АЭС имени И. В. Курчатова (рис. 3) проектной мощностью 100 Мвт (эл.) с уран-графитовым реактором, охлаждаемым паро-водяной

смесью. В стадии освоения находится второй блок Белоярской АЭС с реактором того же типа мощностью 200 *Мвт* (эл.).

В реакторах Белоярской АЭС впервые в мире осуществлено получение по одноконтурной схеме перегретого пара непосредственно в реакторе (ядерный перегрев пара).

С этой целью рабочие каналы с твэлами разделены на две группы: испарительные и пароперегревательные. Конструкция каналов аналогична конструкции каналов Первой АЭС. Количество твэлов в каждом канале увеличено до шести. Испарительные каналы имеют центральную трубку для подачи теплоносителя. Пароперегревательные каналы — без центральной трубки, перегрев пара в них осуществляется при последовательном прохождении теплоносителя вначале через три твэла в нижнем направлении, а затем через остальные три в верхнем направлении.

Основные характеристики реакторов Белоярской АЭС следующие:

	Первый реактор	Второй реактор
Тепловая мощность, <i>Мвт</i>	286	560
Электрическая мощность, <i>Мвт</i> (эл.)	100	200
Загрузка урана, <i>т</i>	67	50
Удельная мощность, <i>Мвт/т</i>	4,3	11,2
Обогащение урана (среднее), %	1,8	3,0
Удельная выработка тепловой энергии горючим, <i>Мвт·сутки/т</i>	4000	12 000
Количество рабочих каналов	998	998
в том числе для перегрева пара	268	262
Размеры активной зоны, <i>м</i> :		
диаметр	7,2	7,2
высота	6	6
Температура пара, °С	500	500
Давление пара, <i>атм</i>	90	90
Количество турбин	1	2

Реакторы первого и второго блоков Белоярской АЭС конструктивно различаются незначительно. В тепловых схемах (рис. 4) различие более существенно. Тепловая схема первого блока не чисто одноконтурная. Образующийся во втором контуре насыщенный пар подвергается ядерному перегреву в пароперегревательных каналах и затем направляется в турбину. Тепловая схема второго блока одноконтурная. В испарительных каналах образуется паро-водяная смесь, которая направляется в барабан-сепаратор. Здесь пар отделяется от воды и затем поступает в перегревательные каналы; далее он направляется в турбины.

Опыт эксплуатации первого блока Белоярской АЭС показал удобство поканальной замены горючего (для перегрузки одного канала при остановленном реакторе требуется 30—40 *мин*), практически полное отсутствие радиоактивных продуктов деления в турбине, несмотря на одноконтурную схему, и очень малый объем жидких радиоактивных отходов.

Одноконтурная схема обладает рядом достоинств. В отличие от двухконтурной она позволяет отказаться от громоздких и дорогостоящих парогенераторов, параметры получаемого пара при одноконтурной схеме и к.п.д. установки несколько выше.

Параметры пара на Белоярской АЭС (90 *атм* и 500°С) обеспечивают к.п.д. АЭС около 37% и позволяют применить стандартное теплоэнергетическое оборудование современной тепловой энергетики. Турбины типа ВК-100,

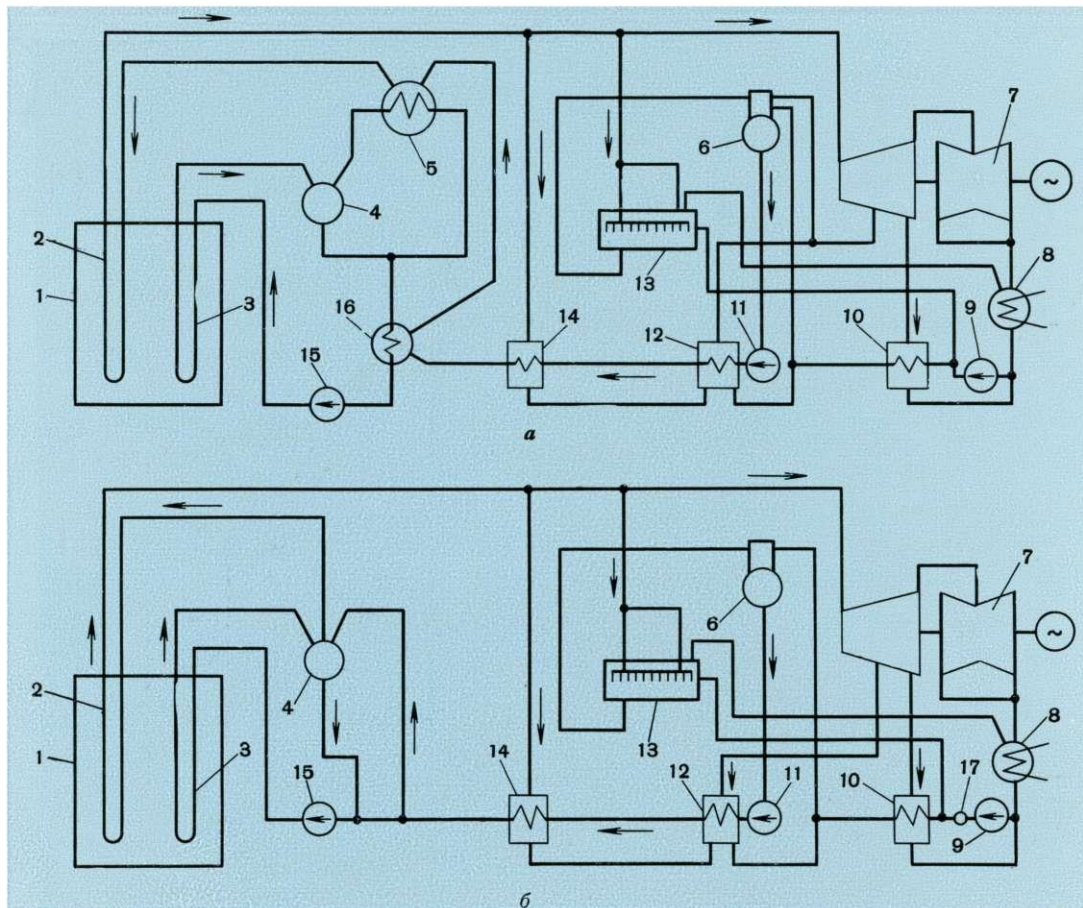


Рис. 4. Принципиальные тепловые схемы первого (а) и второго (б) блоков Белоярской АЭС: 1 — реактор; 2 — испарительный канал; 3 — пароперегревательный канал; 4 — барабан-сепаратор; 5 — парогенератор; 6 — деаэратор; 7 — турбина; 8 — конденсатор; 9 — конденсатный насос; 10, 12 — регенеративный подогреватель; 11 — питательный насос; 13 — бак-расширитель; 14 — регенеративный подогреватель высокого давления; 15 — циркуляционный насос; 16 — 17 — конденсатоочистка.

установленные на Белоярской АЭС, используются на многих тепловых электростанциях СССР.

Реакторы Белоярской АЭС продолжают линию развития реакторов канального типа, к которым относятся реактор Первой в мире АЭС и реакторы Сибирской АЭС.

Ново-Воронежская АЭС. 30 сентября 1964 г. начал давать электроэнергию первый блок Ново-Воронежской АЭС проектной мощностью 210 Мвт (эл.) (рис. 5). На этой АЭС установлены реакторы с водой под давлением в металлическом корпусе (рис. 6). Реакторы такого типа получили большое распространение в энергетическом реакторостроении в СССР и за рубежом.

Активная зона реактора Ново-Воронежской АЭС представляет собой плотно упакованные шестигранные кассеты со стержневыми твэлами в оболочке из циркониевого сплава. Она помещена в толстостенный металлический корпус. Вода под давлением входит в реактор через патрубки корпуса, опускается

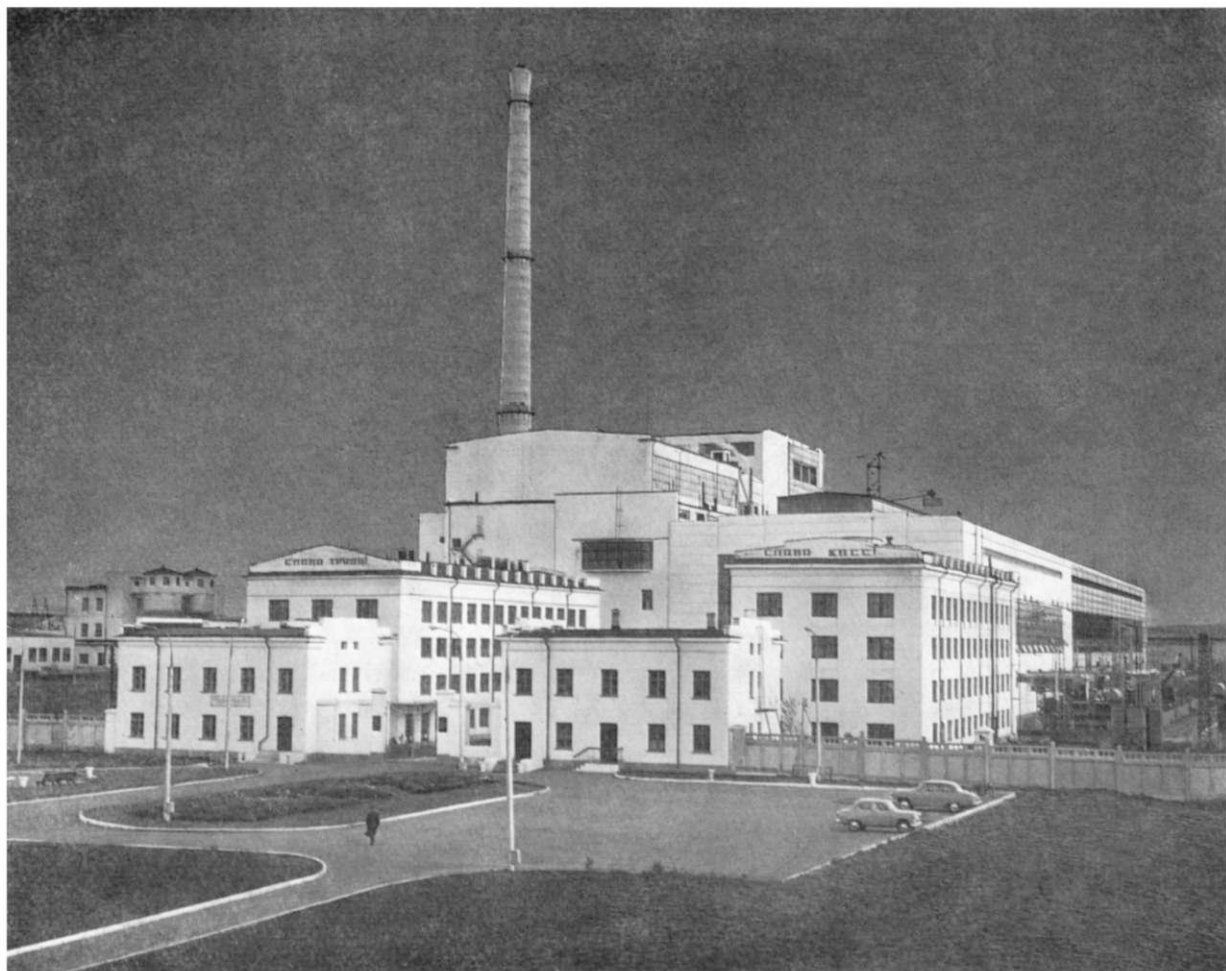


Рис. 5. Ново-Воронежская атомная электростанция.

вниз, охлаждая стенки корпуса, и затем поднимается вверх, снимая тепло с твэлов. Нагретая вода первого контура поступает в парогенераторы, где отдает тепло воде второго контура и затем циркуляционными насосами вновь подается в реактор. Полученный в парогенераторах насыщенный пар при давлении 29 атм подается в три турбогенератора электрической мощностью 80 Мвт каждый.

С момента пуска по 1 июля 1967 г. первый блок Ново-Воронежской АЭС выработал более 3 000 млн. кВт-ч электроэнергии. Годовой коэффициент использованной номинальной мощности АЭС составляет более 0,6.

Опыт эксплуатации показал возможность проведения перегрузки топлива в реакторе АЭС в течение 30—35 суток, что для корпусного реактора является очень хорошим показателем. В феврале 1965 г. мощность первого блока была доведена до 240 Мвт (эл.), при этом АЭС продемонстрировала устойчивую работу на новом уровне.

В текущем году заканчивается строительство второго блока Ново-Воронежской АЭС мощностью 365—400 Мвт (эл.). Конструкция его реактора и тепловая схема в принципе такие же, как и в первом блоке.

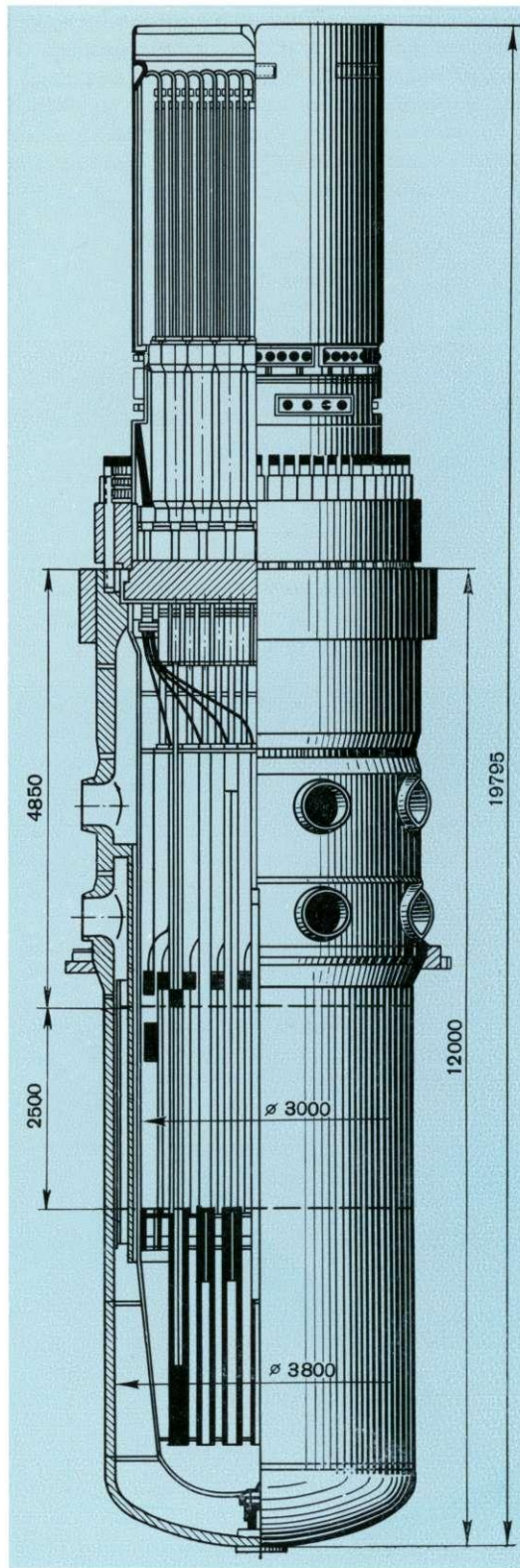


Рис. 6. Общий вид реактора корпусного типа.

При сохранении размеров корпуса реактора мощность второго блока увеличена почти вдвое модернизацией активной зоны, выравниванием поля энерговыделения в ней, форсированием режимов работы оборудования и другими усовершенствованиями.

Возможность увеличения мощности была установлена в результате накопления опыта эксплуатации первого блока АЭС.

Основные характеристики реакторов Ново-Воронежской АЭС следующие:

	Первый реактор	Второй реактор
Тепловая мощность, <i>Мвт</i>	760	До 1450
Электрическая мощность, <i>Мвт (эл.)</i>	210	365—400
Загрузка урана, <i>т</i>	41	42
Удельная мощность, <i>Мвт/т</i>	18,5	35,5
Обогащение урана, %	1,5	2,5—3,0
Удельная выработка тепловой энергии, <i>Мвт·сутки/т</i>	10 000	До 28 000
Количество кассет с твэлами	343	349
Размеры активной зоны, м:		
диаметр	3,0	3,0
высота	2,5	2,5
Давление теплоносителя, <i>атм</i>	100	100
Температура теплоносителя, °С:		
на входе в реактор	250	250
на выходе из реактора	275	278
Температура пара, °С	230	230
Давление пара, <i>атм</i>	29	29
Количество турбин	3	5

Реакторы такого типа также установлены на атомном ледоколе «Ленин», который действует с 1958 г. Они хорошо изучены, и по ним имеется значительный опыт. Основные достоинства таких реакторов: большая компактность, высокая энергонапряженность, надежность в работе на различных режимах, простота конструкции и управления, достаточно эффективное использование ядерного горючего. Кроме того, реакторы такого типа имеют еще возможности для дальнейшего усовершенствования, например, уменьшение числа петель первого контура, увеличение производительностей и мощностей оборудования в одном агрегате (насосов, парогенераторов, турбин и т. д.), увеличение энергонапряженности, увеличение мощности реакторов и повышение давления пара.

Единичная мощность блока 400 *Мвт (эл.)* на Ново-Воронежской АЭС при достижении выгорания 18 000—20 000 *Мвт·сутки/т* позволяет вплотную приблизиться по экономическим показателям производства электроэнергии к современным тепловым электростанциям Европейской части СССР, работающим на угле.

В настоящее время строятся атомные станции такого типа с двумя реакторами мощностью по 440 тыс. *квт (эл.)* каждый. В дальнейших проектах прорабатываются реакторы большей мощности.

Мелекесская АЭС. В ноябре 1965 г. в г. Мелекесе, Ульяновской области, вступила в строй АЭС мощностью 50 *Мвт (эл.)* (рис. 7) с другой разновидностью реакторов корпусного типа — кипящим реактором. Этот реактор экспериментальный и предназначен для изучения кипения в широком диапазоне давлений (от 30 до 100 *атм*) и температур.

Тепловой схемой АЭС предусматривается непосредственное использование в турбине получаемого в реакторе пара, что является шагом вперед по пути

упрощения и удешевления АЭС с реакторами корпусного типа, хотя и сопряжено с некоторыми затруднениями, обусловленными радиоактивностью пара, поступающего в турбины. Такие реакторы, возможно, будут несколько экономичнее, чем двухконтурные. Поэтому сейчас ведутся проектные разработки таких атомных электростанций.

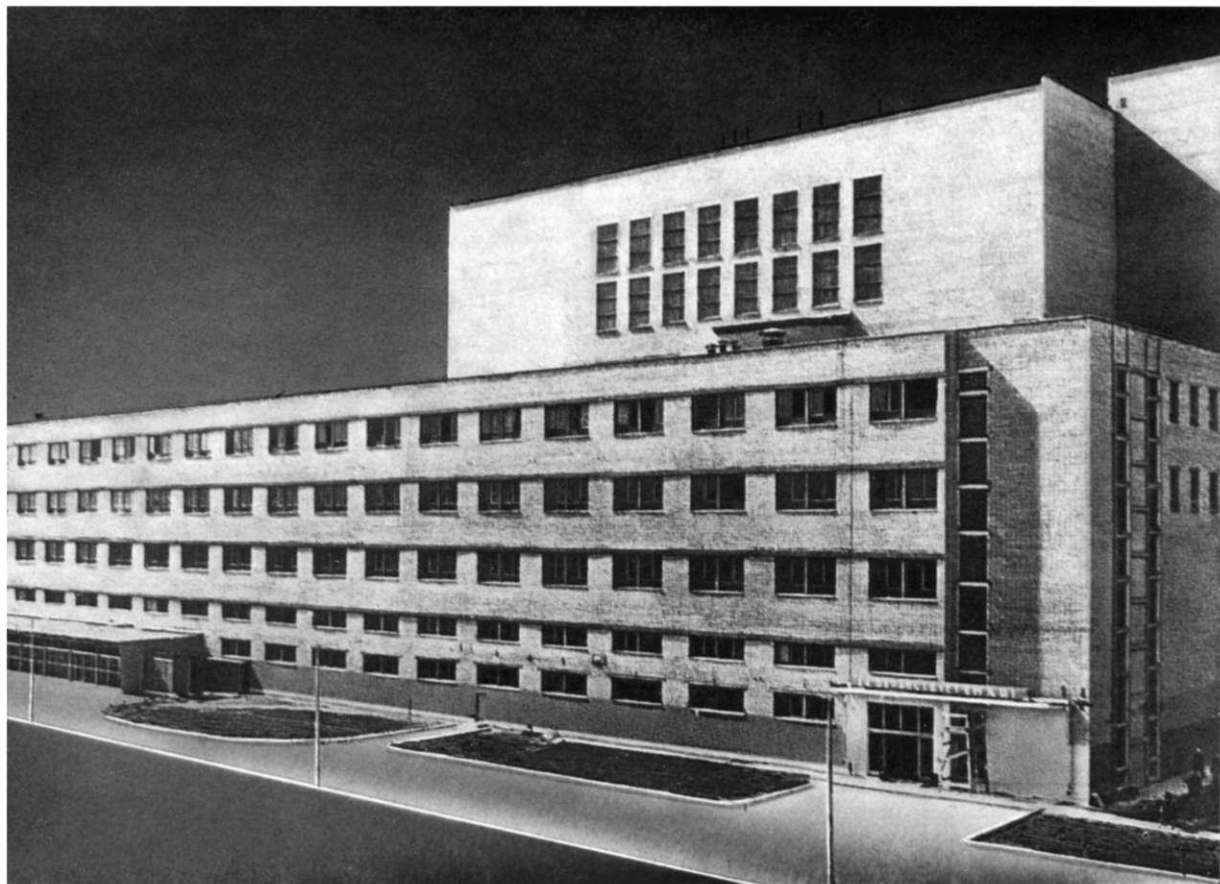
РЕАКТОРЫ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

Особенность и весьма большое преимущество реакторов этого типа состоит в том, что в них может воспроизводиться ядерное горючее в большем количестве, чем сгорает. Это обстоятельство делает такие реакторы весьма перспективными, поскольку они, в отличие от перечисленных выше типов реакторов на тепловых нейтронах, позволяют в принципе использовать полностью весь природный уран, а не только его изотоп уран-235, содержание которого составляет в природном уране 0,714%.

Изучение перспектив промышленного использования реакторов на быстрых нейтронах в СССР началось в 1949 г.

Экспериментальные и проектные работы показали техническую осуществимость подобных реакторов, причем наиболее перспективными оказались

Рис. 7. Мелекесская атомная электростанция.



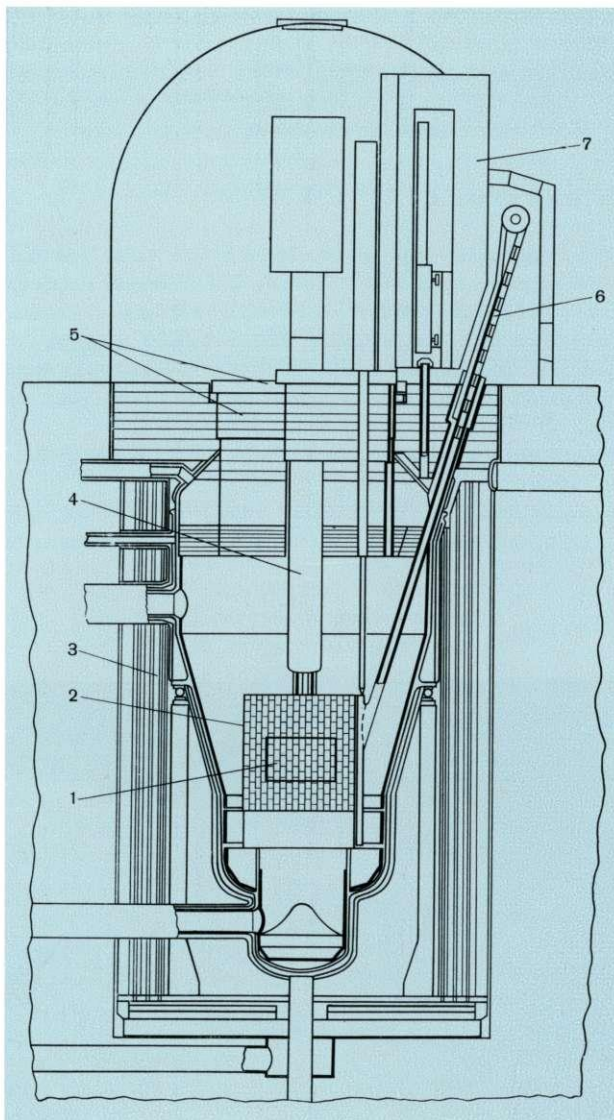


Рис. 8. Устройство реактора Шевченковской АЭС:

1 — активная зона; 2 — зона воспроизводства вторичного ядерного горючего (плутония); 3 — корпус реактора; 4 — центральная колонна для органов управления реактором; 5 — вращающиеся пробки для загрузки тепловыделяющих сборок; 6 — механизм для разгрузки отработавших тепловыделяющих сборок; 7 — разгрузочный бокс.

реакторы с натриевым теплоносителем. Одновременно была начата разработка теории и методов расчета таких реакторов.

Многогранность и сложность проблем энергетического использования реакторов на быстрых нейтронах потребовали создания серии экспериментальных реакторов такого типа. Так, в 1955 г. был построен и пущен реактор БР-1 тепловой мощностью несколько десятков ватт, в 1956 г. был создан реактор БР-2 тепловой мощностью 100 *квт*, в 1958 г. — реактор БР-5 тепловой мощностью 5000 *квт* на двуокиси плутония с натриевым охлаждением.

Эта серия экспериментальных реакторных установок позволила провести широкую программу технологических и физических исследований. Особое значение в этой программе приобрело

реактор БР-5, физические и технологические параметры которого в наибольшей степени приближаются к параметрам, необходимым для энергетического реактора на быстрых нейтронах (вид и глубина выгорания ядерного горючего, температура теплоносителя и др.). На реакторе БР-5 впервые была проверена безопасность работы плутониевых реакторов на быстрых нейтронах, отработана технология обращения с радиоактивным натрием, получен опыт работы оборудования натриевых контуров в условиях реакторной установки, достигнуто выгорание ядерного горючего 60 000 *Мвт·сутки/т*.

Шевченковская АЭС. На основании опыта эксплуатации серии опытных реакторов были начаты работы по созданию крупных АЭС с реакторами на быстрых нейтронах.

Состояние решения технических проблем, возникающих при создании АЭС с реакторами такого типа, а также при осуществлении процесса радиохимической переработки твэлов для извлечения накопленного плутония

и возврата горючего в цикл, позволяет считать, что освоение реакторов этого типа со всем комплексом необходимых работ, по-видимому, будет осуществлено к началу 70-х годов, после накопления опыта эксплуатации первых реакторов на быстрых нейтронах промышленной мощности. Для этого в настоящее время в г. Шевченко (Казахская ССР) строится крупная АЭС с реактором на быстрых нейтронах. Наряду с выработкой электроэнергии (электрическая мощность 150 *Мвт*) эта АЭС будет выполнять еще одно назначение — давать пар на установку для опреснения воды из Каспийского моря и производить дистиллят в количестве до 150 тыс. *т/сутки*.

На Шевченковской АЭС устанавливается реактор корпусного типа с натриевым охлаждением (рис. 8). Активная зона этого реактора состоит из шести-гранных пакетов с твэлами стержневого типа. В качестве топлива используются таблетки из двуокиси высокообогащенного урана в оболочке из нержавеющей стали. Активная зона реактора окружена со всех сторон так называемой зоной воспроизводства, которая представляет собой топливные элементы из двуокиси урана, обедненной ураном-235.

Нейтроны из активной зоны поглощаются в зоне воспроизводства преимущественно ядрами изотопа уран-238, в результате чего существенно возрастает накопление плутония в реакторе.

Расплавленный натрий, сняв тепло с активной зоны и зоны воспроизводства, поступает из реактора в промежуточный теплообменник, где передает тепло второму контуру. Теплоносителем во втором контуре также служит натрий, который не подвергается нейтронному облучению в реакторе и потому нерадиоактивен. Натрий второго контура передает тепло в парогенераторах пару третьего контура, который направляется в турбину.

Основные характеристики Шевченковской АЭС следующие:

Тепловая мощность, <i>Мвт</i>	1000
Электрическая мощность, <i>Мвт</i> (эл.)	150
Производство дистиллята, тыс. <i>т/сутки</i>	до 150
Горючее	Двуокись плутония и урана-238 или двуокись обогащен- ного урана
Глубина выгорания, <i>Мвт·сутки/т</i>	50 000—60 000
Объемная удельная мощность активной зо- ны, <i>квт/л</i>	500
Размеры активной зоны, м:	
высота	1,06
диаметр	1,5
Температура натрия, °C:	
на входе в реактор	300
на выходе из реактора	500
Температура пара, °C	430
Давление пара, <i>атм</i>	50

Эта АЭС промышленно-экспериментального характера. Предназначена она для отработки и освоения реактора этого типа, а также для отработки технологии опреснения морской воды в больших масштабах.

Реактор БОР-60. Повышение средней энергонапряженности активной зоны до 900—1000 *квт/л*, температуры натрия на выходе из реактора до 600° C и глубины выгорания ядерного топлива до 100 000 *Мвт·сутки/т*, как показывают расчеты, приводит к экономическим показателям АЭС, вполне сравнимым с показателями тепловой электростанции. В случае достижения основных проектных характеристик такой реактор может стать прототипом первой серии экономичных АЭС с реакторами на быстрых нейтронах.

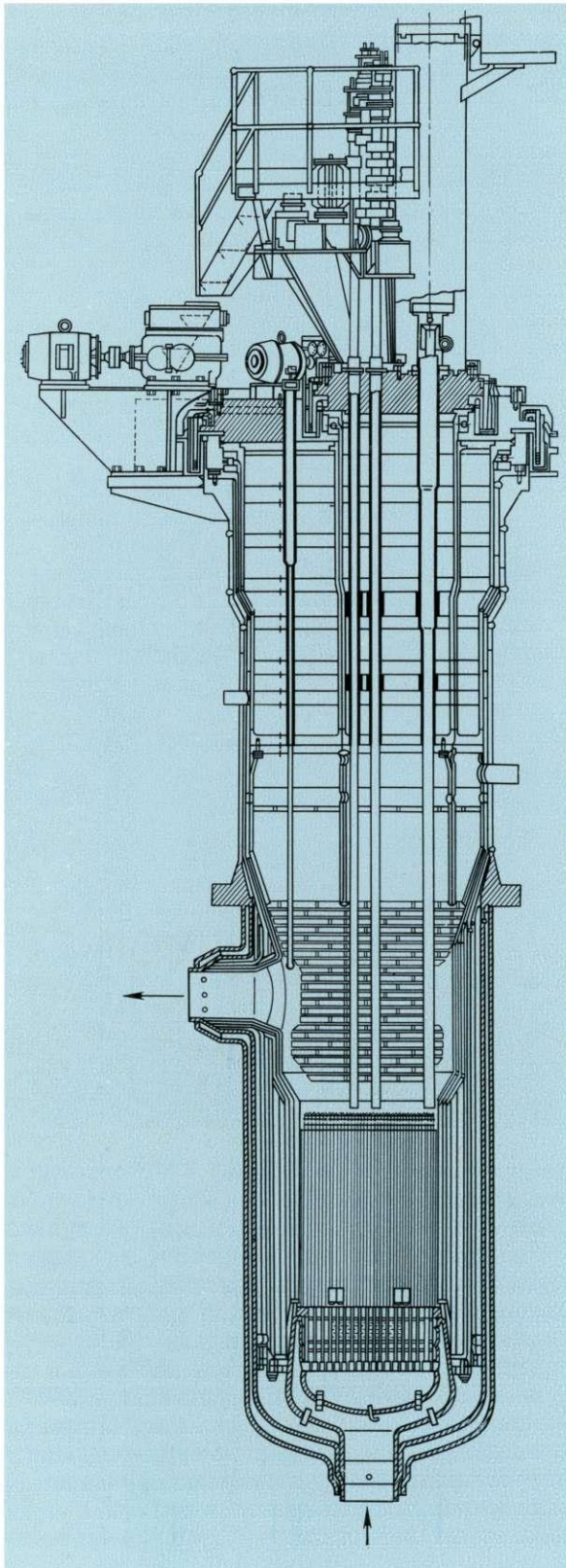


Рис. 9. Разрез реактора БОР-60.

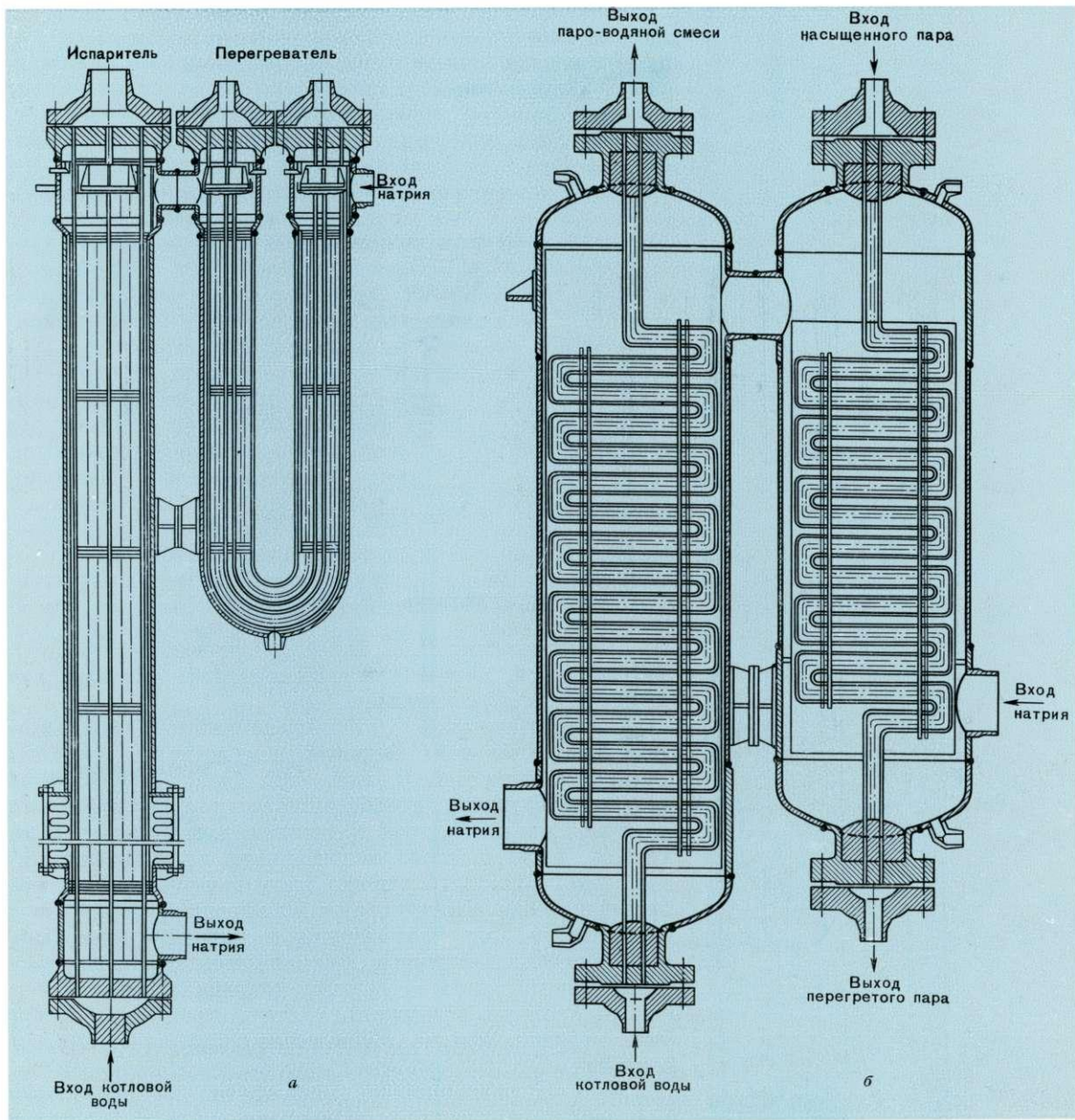
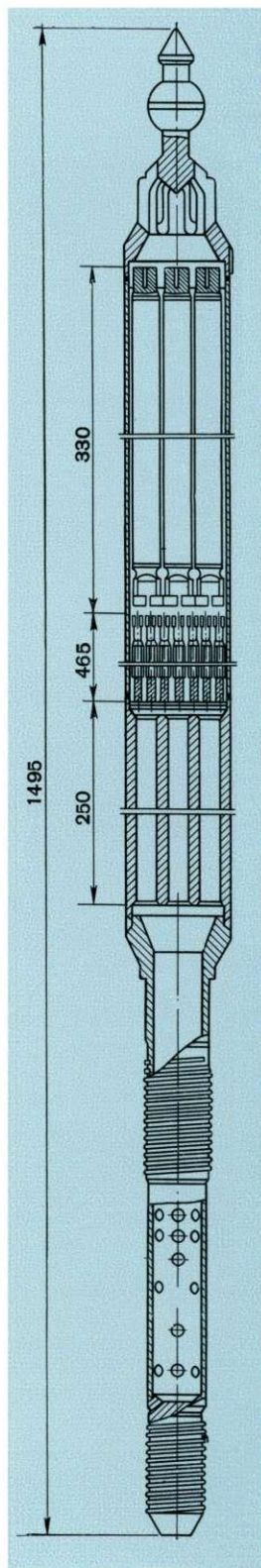


Рис. 10. Парогенератор реактора BOR-60 с естественной циркуляцией (а) и прямоточный (б).

Для проверки в натурных условиях работоспособности активных зон при указанных режимах, проведения массовых испытаний твэлов на глубину выгорания, отработки надежной конструкции парогенераторов и других узлов, которые должны работать при повышенной против условий работы на Шевченковской АЭС температуре, в Мелекесе строится опытный реактор BOR-60 (рис. 9).

Реактор имеет трехконтурную схему охлаждения, предусматривающую возможность испытания парогенераторов (рис. 10) мощностью до 30 Мвт (м.)



и большие экспериментальные возможности по испытанию твэлов (рис. 11), в том числе негерметичной конструкции. Основные характеристики реактора BOR-60 следующие:

Тепловая мощность, <i>Мвт</i>	60
Горючее	Двуокись обогащенного урана или двуокись плутония
Объемная удельная мощность активной зоны (средняя), <i>квт/л</i>	900
Размеры активной зоны, <i>см</i> :	
высота	40
диаметр	41
Максимальный тепловой поток, <i>ккал/(м²·ч)</i>	$2,65 \cdot 10^6$
Максимальная скорость натрия, <i>м/сек</i>	10
Температура натрия, °C:	
на входе в реактор	360—450
на выходе из реактора (средняя)	600
Максимальная температура оболочки твэлов, °C	800

АЭС БУДУЩЕГО

Возможности АЭС далеко не исчерпываются техническими и экономическими характеристиками уже принятых к сооружению АЭС.

Разновидностью уран-графитового канального реактора, имеющей большие перспективы, является реактор мощностью 1 млн. *квт* (*эл.*), рассчитанный на использование насыщенного пара с давлением 70 *атм.* Меньший, чем у реакторов с ядерным перегревом, к. п. д. этой модификации уран-графитового канального реактора может быть скомпенсирован значительно более эффективным использованием ядерного горючего за счет применения в активной зоне слабо поглощающих нейтроны циркониевых сплавов взамен нержавеющей стали. Поэтому стоимость электроэнергии на атомных станциях с этими реакторами может быть дешевле, чем на современных угольных электростанциях.

Ведутся разработки уран-графитовых реакторов для сверхкритических параметров пара — давлением 240 *атм.*, температурой 540° C. Пар таких параметров обладает весьма хорошими теплофизическими свойствами, что позволяет увеличить энергонапряженность горючего и значительно поднять к. п. д. станций. Дополнительным и немаловажным преимуществом такого реактора является использование в блоке с ним стандартных турбин на сверхкритических параметрах пара мощностью по 500 *Мвт*, устанавливаемых в этом пятилетии на новейших тепловых электростанциях.

Рис. 11. Тепловыделяющая сборка реактора BOR-60.

АЭС мощностью 2—4 млн. *квт* с двумя-четырьмя такими реакторами может быть экономически конкурентоспособна с тепловыми станциями даже в местах добычи топлива. Достижение таких параметров пара и глубин выгорания ядерного горючего потребует проведения большого объема экспериментальных и исследовательских работ, решения ряда сложных материаловедческих, теплофизических и ядерно-физических проблем.

Реакторы такого типа, так же как и реакторы водо-водяного типа, представляют чисто энергетическое направление в ядерной энергетике. Их конструкция и параметры подчинены одной цели — максимальному «выжиганию» как исходных, так и образующихся при цепной реакции изотопов урана и плутония с тем, чтобы получить наибольшее количество электроэнергии с каждой топливной загрузки реактора. Вторичное горючее в максимальной степени используется в процессе его накопления.

С точки зрения влияния на решение топливной проблемы работа такого реактора не позволяет быстро накапливать вторичное горючее для расширения мощностей ядерной энергетики.

Однако при необходимости использовать АЭС в местах, где по условиям потребления коэффициент нагрузки невелик, АЭС с такими реакторами могут оказаться предпочтительнее, чем АЭС с быстрыми реакторами, поскольку эксплуатация последних с малым коэффициентом использования существенно сказывается на темпах накопления плутония.

Среди других многочисленных перспективных разработок следует упомянуть также работы по созданию реакторов на быстрых нейтронах мощностью 1 млн. *квт* (*эл.*). Переход в быстром реакторе на топливо в виде смеси карбидов урана и плутония позволяет рассчитывать получить коэффициент воспроизводства около 1,75. Возможно также удастся достигнуть в таких реакторах современных параметров пара — 240 *атм*, 580° С и глубин выгорания ядерного горючего порядка 100—150 тыс. *Мвт-сутки/т*.

ОСОБЕННОСТИ АЭС

Атомная электростанция как источник энергии обладает рядом особенностей. Эти особенности характерны для реакторного способа производства энергии и обусловлены:

- 1) чрезвычайно высокой теплотворной способностью ядерного горючего;
- 2) невозможностью полного сжигания ядерного топлива в активной зоне реактора за один раз (часть топлива всегда должна использоваться как источник нейтронов — так называемая критическая масса);
- 3) частичным, а в отдельных случаях полным и даже расширенным воспроизводством сгоревшего ядерного горючего за счет накопления новых делящихся изотопов-плутония-239 и плутония-241.

Высокая теплотворная способность ядерного горючего приводит к тому, что на АЭС потребляется очень мало горючего. Поэтому на ней пренебрежимо малы, по сравнению с тепловой электростанцией (ТЭС), расходы на доставку топлива. В связи с этим выбор места расположения мощной АЭС и ее удаление от места добычи ядерного топлива относительно слабо влияют на ее экономические показатели, в то время как для ТЭС эти показатели решающим образом зависят от взаимного расположения электростанции и месторождения топлива, которым она снабжается.

Как уже говорилось, во время пребывания в реакторе ядерное горючее в принципе не может быть использовано полностью. «Сжигается» лишь незначительная часть общего количества горючего, загруженного в реактор. Выгруженное из реактора отработавшее ядерное горючее имеет значительную остаточную ценность и может быть после радиохимической очистки от продуктов деления и изготвления из него новых твэлов повторно использовано в реакторе.

Возврат ядерного горючего в реактор требует создания специальных производств по химической переработке (регенерации) отработавшего ядерного горючего, доведению содержания изотопа урана-235 до значения, при котором возможно повторное использование ядерного горючего в реакторе, изготовлению твэлов из отработавшего топлива.

Подготовка свежего ядерного горючего для использования в АЭС также включает в себя ряд технологических процессов, начиная от добычи руды и кончая обогащением урана изотопом уран-235 и изготовлением твэлов из свежего топлива. Эти процессы осуществляются на специализированных предприятиях.

Все предприятия топливного цикла, обеспечивающие работу отдельной АЭС или ядерной энергетики как отрасли, представляют собой топливную базу ядерной энергетики и, по существу, должны рассматриваться как ее «собственные нужды». Аналогичную роль в тепловой энергетике играют предприятия по добыче топлива (например, угольные шахты) и средства доставки (железнодорожный транспорт, нефте- и газопроводы и пр.).

Замкнутый цикл горючего в ядерной энергетике более сложен, чем прямой цикл использования топлива на тепловой электростанции (рис. 12 и 13). Решающее значение имеет, однако, тот факт, что объемы необходимого и подлежащего переработке ядерного горючего неизмеримо меньше, чем объемы потребляемого химического горючего в тепловой энергетике. Так, АЭС мощностью 1 млн. *квт* (*эл.*) требует при работе без регенерации 250—500 *т* природного урана в год, в то время как ТЭС такой же мощности потребляет 2—3 млн. *т* угля в год. Вследствие такой большой разницы в масштабах производства и потребления топлива капиталовложения в топливную базу и транспорт топлива для Европейской части СССР составляют до 60—70% суммарных капиталовложений в тепловую энергетiku и ее топливную базу, в то время как для ядерной энергетики, согласно расчетам, капиталовложения в предприятия топливного цикла составляют всего 20—25% аналогичных суммарных капиталовложений.

Плутоний, накопленный в процессе работы АЭС и содержащийся в выгруженном топливе, может быть использован для следующей загрузки энергетических реакторов. В этом случае стоимость производства электроэнергии на АЭС может быть снижена. Размер этого снижения зависит от цены, по которой плутоний может быть реализован. Кроме снижения стоимости электроэнергии будет существенно сокращено потребление природного урана для АЭС. Для реакторов на тепловых нейтронах с высоким коэффициентом воспроизводства это сокращение может быть весьма значительным (в несколько раз). Для реакторов на быстрых нейтронах с коэффициентом воспроизводства 1,2—1,5 потребление природного урана может быть полностью прекращено на длительный срок (десяtkи лет), при этом система работающих быстрых реакторов может производить избыточный плутоний в количестве, достаточном для развития атомной энергетики с темпом годового прироста мощностей до 15%. Такое развитие может продолжаться, пока не будет использован весь уран-238 как исходное сырье для образования плутония.



Рис. 12. Цикл топлива в тепловой энергетике.

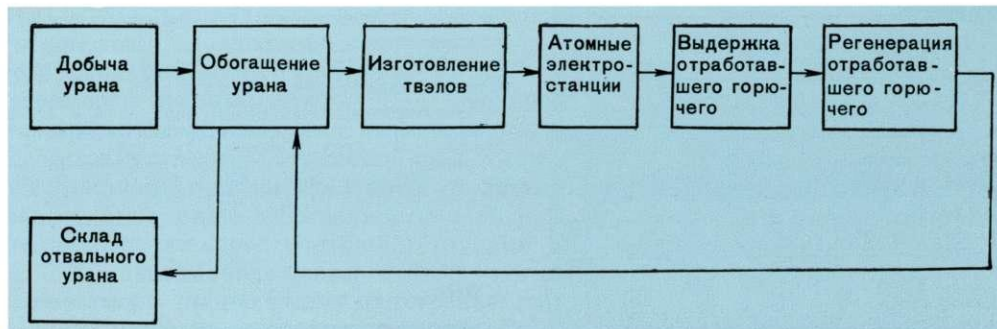


Рис. 13. Упрощенная схема цикла уранового горючего в ядерной энергетике.

Высокий коэффициент накопления плутония в реакторах АЭС при прочих равных условиях не только приводит к снижению себестоимости производства электроэнергии, но и к уменьшению, в случае быстрых реакторов, затрат на добычу и обогащение природного урана.

СОСТОЯНИЕ И ПЕРСПЕКТИВЫ ЭКОНОМИКИ АЭС

Советский Союз обладает огромными запасами ископаемого органического топлива и гидроэнергии. Однако размещение этих запасов по стране крайне неравномерно, что приводит к существенному удорожанию производства электроэнергии в отдельных районах страны.

В Программе КПСС сказано: «По мере удешевления производства атомной энергии развернется строительство атомных электростанций, особенно в районах с недостатком других источников энергии».

Основными экономическими характеристиками АЭС являются себестоимость электроэнергии ($\text{коп/квт}\cdot\text{ч}$) и удельная стоимость строительства АЭС (руб/квт). Совокупность значений этих характеристик определяет уровень экономической конкурентоспособности АЭС.

Удельная стоимость. Одним из главнейших факторов, снижающих стоимость установленного киловатта АЭС, является укрупнение единичных мощностей блоков АЭС. Характер этого влияния на примере вариантов мощностей блоков АЭС Белоярского типа показан на рис. 14. Укрупнение единичных мощностей АЭС — в настоящее время основная тенденция в ядерной энергетике. Если первые опытно-промышленные АЭС в различных странах мира имели мощность в одном блоке от 50 до 200 Мвт (эл.), то в настоящее время в осуществляемых проектах промышленных АЭС единичные мощности блоков находятся в диапазоне от 400 до 1000 Мвт (эл.).

Существует две основные возможности для увеличения мощности реактора: повышение энергонапряженности горючего и увеличение размеров активной зоны. Практика энергетического реакторостроения показала, что у первых АЭС имелись большие потенциальные возможности в повышении энергонапряженности. Например, мощности вторых блоков Белоярской и Ново-Воронежской АЭС по сравнению с первыми существенно увеличены при практически тех же размерах активной зоны, числе каналов и загрузке ядерного горючего.

Однако по мере исчерпания возможностей для увеличения энергонапряженности ядерного горючего (обусловленных температурными, прочностными и теплофизическими ограничениями активной зоны) начинает приобретать

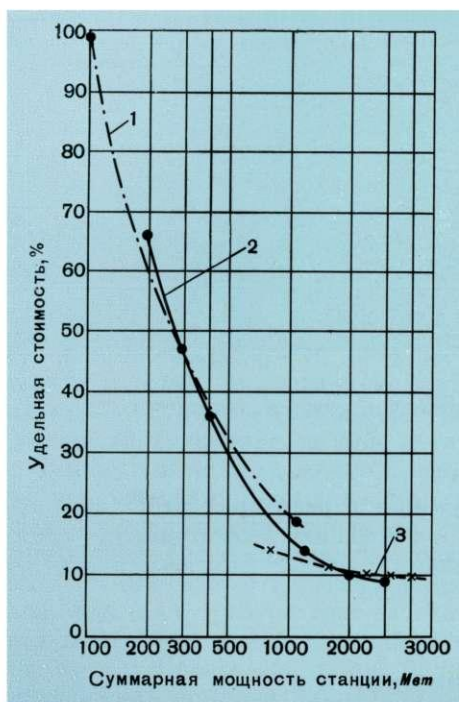


Рис. 14. Зависимость удельной стоимости установленного киловатта АЭС типа Белоярской АЭС от укрупнения блоков (с учетом одновременного увеличения к. п. д.):

1 — расширение Белоярской АЭС ($100 + 200 + 800$ Мвт); 2 — увеличение единичной мощности станции из двух блоков (2×100 ; 2×200 ; 2×800 ; 2×1000 ; 2×1500); 3 — станция из блоков по 800 Мвт ($800 + 800 + 800 + 800 + 800$).

значение и второй путь — увеличение размеров и загрузки горючим активной зоны. Различные типы реакторов имеют в этом отношении различные возможности. Наиболее просто эта задача может быть решена в реакторах без прочного корпуса — канального типа, к которым, например, относятся реакторы типа Белоярской АЭС. Предварительные проработки показывают, что в будущем тепловая мощность реакторов такого типа может быть доведена до нескольких миллионов киловатт. Естественно, что удельная стоимость строительства АЭС со столь мощными блоками стано-

вится ниже 100 руб/квт (эл.), что не превышает удельной стоимости сооружения новейших мощных тепловых электростанций.

Более сложно решается задача увеличения размеров реакторов корпусного типа. Главным образом это связано с проблемой изготовления корпусов, имеющих большие вес и габариты, и транспортировки их с завода на место сооружения АЭС; например, в США ориентация на сооружение АЭС с корпусными реакторами потребовала строительства специальных заводов для изготовления корпусов, а также разработки специальных средств доставки их водным путем на место сооружения АЭС.

Размеры и вес корпуса для первого блока Ново-Воронежской АЭС были выбраны исходя из условий доставки его по железной дороге (диаметр не более 4,2 м при длине около 12 м). Мощность реакторов этого типа, обусловленная данными размерами корпуса, станет в СССР на какой-то период развития ядерной энергетики типовой, позволяющей создавать крупные АЭС из блоков по 400—440 Мвт.

Этот тип реактора отработан и испытан в СССР. Компактность реактора, его надежность, простота управления, безотказность в работе на различных режимах при умеренных капиталовложениях делают его вполне приемлемым, несмотря на меньшие возможности увеличения единичной мощности, чем у реакторов канального типа.

Вторым фактором, влияющим на удельную стоимость строительства АЭС, является ее к. п. д. Очевидно, что при одинаковой установленной электрической мощности реактор, имеющий больший к. п. д., имеет меньшую тепловую мощность и, следовательно, меньшую стоимость. Увеличение к. п. д. АЭС — также одна из тенденций энергетического реакторостроения.

Существенное влияние на удельную стоимость АЭС оказывают серийность производства оборудования и типизация реакторов и АЭС. Высокая удельная стоимость первых блоков Белоярской и Ново-Воронежской АЭС в значительной степени объясняется нестандартностью и уникальностью оборудования, потребовавшего значительных затрат на его освоение, изготовление и монтаж.

Практика энергетического реакторостроения, создание и эксплуатация первых АЭС показывают, что существует много возможностей для снижения удельной стоимости строительства АЭС. Благодаря этому снижение удельной стоимости строительства АЭС с увеличением мощности (рис. 15) происходит быстрее, чем у ТЭС, хотя строительство АЭС пока обходится дороже. Однако себестоимость вырабатываемой на АЭС электроэнергии (за счет меньших затрат на топливо) при определенных и достижимых в настоящее время условиях может быть ниже себестоимости электроэнергии, вырабатываемой новейшими тепловыми электростанциями. Другими словами, повышенные по сравнению с ТЭС капиталовложения в АЭС могут быть скомпенсированы меньшими издержками производства электроэнергии на АЭС.

Себестоимость электроэнергии. Себестоимость электроэнергии, вырабатываемой на АЭС, так же как и на ТЭС, складывается в основном из двух составляющих — постоянной и топливной.

Постоянная составляющая определяется годовыми отчислениями на амортизацию и ремонт оборудования и сооружений АЭС, фондом заработной платы работников АЭС, общестанционными и прочими расходами АЭС, отнесенными к количеству выработанной электроэнергии в год.

В себестоимости электроэнергии, вырабатываемой АЭС, доля постоянной составляющей равна 60—70%, а для ТЭС — 30 — 40%. Поэтому изменение числа часов работы электростанции сильнее влияет на постоянную составляющую себестоимости электроэнергии АЭС. Отсюда следует, что экономически более предпочтительно эксплуатировать АЭС с максимальным коэффициентом использования ее номинальной мощности.

Топливная составляющая себестоимости электроэнергии АЭС определяется в основном глубиной выгорания ядерного топлива и организацией топливного цикла. Она зависит также от удельных затрат в топливном цикле и к. п. д. АЭС.

Удельные затраты в топливном цикле определяются расходами на каждом из этапов технологического процесса обработки горючего в топливном цикле (рис. 13); они включают в себя стоимость ядерного горючего и изготовления твэлов, учитывают воспроизводство ядерного горючего и его выгорание, ценность оставшегося в выгруженных твэлах первичного и образовавшегося вторичного горючего (плутония), расходы на выдержку, транспортировку и регенерацию твэлов на один выработанный киловаттчас.

Стоимость регенерации тепловыделяющих элементов реактора существенно зависит от масштабов самого процесса регенерации и объемов перерабатываемого горючего. Количество выгруженного из реактора горючего пока еще относительно невелико, и потому настоятельной экономической необходимости его повторного использования пока нет. Однако интенсивные работы в этом направлении ведутся. Уже действуют первые промышленные регенерационные установки.

Одна из важнейших характеристик, оказывающая существенное влияние на величину топливной составляющей себестоимости электроэнергии и определяющая эффективность использования ядерного горючего в АЭС, — глубина выгорания ядерного горючего. Она характеризует количество тепловой (а значит, и электрической) энергии, выработанной каждой единицей веса загруженного в реактор горючего. Развитие энергетического реакторостроения в области твэлов имеет своим главным содержанием борьбу за увеличение глубины выгорания горючего до экономически выгодных пределов. Так, проектная глубина выгорания горючего во втором реакторе Белоярской АЭС увеличена в три раза по сравнению с первым блоком и принята равной 12 000 *Мвт·сутки/т*, а во втором реакторе Ново-Воронежской АЭС — в два раза и увеличена до 18 000—20 000 *Мвт·сутки/т*. В ближайшие годы намечается достигнуть глубины выгорания до 30 000 *Мвт·сутки/т* в реакторах на

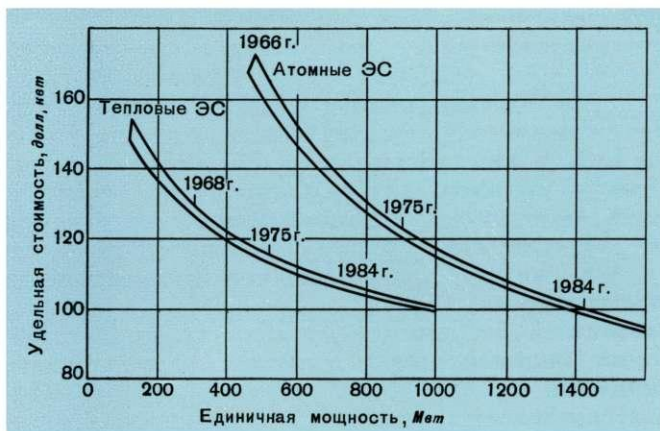


Рис. 15. Ожидаемое снижение удельной стоимости АЭС и ТЭС в зависимости от их мощности (американские оценки).

тепловых нейтронах и до 100 000 *Мвт·сутки/т* в реакторах на быстрых нейтронах.

Основные пути увеличения глубины выгорания — повышение стойкости топливных композиций против распухания при накоплении продуктов деления, использование керамического топлива с малым непроизводительным поглощением нейтронов (двуокись и карбиды урана), применение более прочных конструкционных материалов и конструкций твэлов, введение рациональных режимов частичной перегрузки горючего в реакторе.

Наконец, третья характеристика — к. п. д. преобразования тепловой энергии в электрическую. Понятно, что чем выше к. п. д., тем больше количество выработанной АЭС электроэнергии при одной и той же глубине выгорания ядерного горючего и, следовательно, тем меньше топливная составляющая себестоимости электроэнергии. Однако пределы возможного изменения к. п. д. и его влияние на топливную составляющую меньше, чем у глубины выгорания. Топливная составляющая может улучшаться в процессе эксплуатации АЭС. Применение в каждой последующей загрузке реактора твэлов, обеспечивающих большие глубины выгорания и имеющих лучшие экономические характеристики, позволяет снижать топливную составляющую, а следовательно, и себестоимость электроэнергии действующей АЭС (рис. 16).

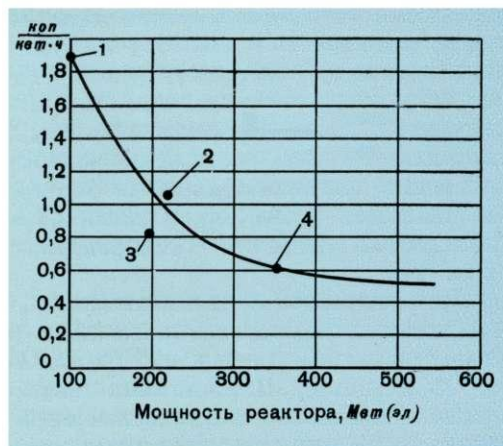
Согласно расчетам, в новых проектах АЭС себестоимость электроэнергии может составить около 0,40 *коп/квт·ч*. Достижение этого значения себестоимости наряду со значительным снижением удельной стоимости строительства АЭС такой мощности обеспечивает достаточный уровень их экономической конкурентоспособности и создает основу для широкого использования ядерной энергетики в удовлетворении энергетических потребностей народного хозяйства.

Введение, в соответствии с решениями сентябрьского (1965 г.) Пленума ЦК КПСС, платности основных производственных фондов и оборотных средств промышленных предприятий, требует в проектировании АЭС более глубокого подхода к анализу экономических показателей и выбору технических характеристик.

Необходимость отчислений в бюджет от стоимости основных производственных фондов, закрепленных за АЭС, и отнесения их на стоимость электроэнергии побуждает к максимально эффективному использованию этих фондов путем увеличения энергонапряженности узлов и элементов оборудования АЭС, сокращения сроков строительства, уменьшения объемов и удешевления стоимости строительных сооружений АЭС и т. д.

Рис. 16. Снижение себестоимости электроэнергии, вырабатываемой реакторами Белоярской и Ново-Воронежской АЭС:

1 — первый блок Белоярской АЭС; 2 — первый блок Ново-Воронежской АЭС; 3 — второй блок Белоярской АЭС; 4 — второй блок Ново-Воронежской АЭС.



Отнесение стоимости оборотных средств, основную долю которых на АЭС занимает стоимость топливной загрузки, на стоимость отпускаемой электроэнергии требует максимального увеличения эффективности использования и ускорения оборачиваемости ядерного горючего в цикле. Это означает необходимость дальнейшего увеличения энергонапряженности и глубины выгорания при одновременном уменьшении начального обогащения горючего и сокращения запасов и сроков хранения на АЭС свежего и отработавшего горючего.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ ДЛЯ ОПРЕСНЕНИЯ И ТЕПЛОФИКАЦИИ

За последние годы в связи с успехами энергетического реакторостроения во многих странах мира возник большой интерес к вопросам использования ядерных реакторов для покрытия быстро увеличивающегося дефицита пресной воды. В ряде районов Советского Союза ощущается недостаток в пресной воде. Частичным отражением заинтересованности СССР в решении этой проблемы является сооружение опреснительной установки с реактором на быстрых нейтронах в г. Шевченко. Реактор в ядерной опреснительной установке используется как источник тепла для дистилляции воды с повышенным содержанием солей. Способ дистилляционного опреснения соленой воды в настоящее время более всего соответствует масштабам потребностей в пресной воде. По экономическим соображениям выработка дистиллята, как правило, сочетается с одновременной выработкой электроэнергии. Такие установки получают в настоящее время интенсивное развитие.

Весьма большие потребности в пресной воде обуславливают использование реакторов большой мощности. Большая единичная тепловая мощность реактора одновременно является необходимым условием для улучшения экономических показателей двухцелевой установки. Этому также способствует повышение параметров теплоносителя, так как чем выше эти параметры, тем больше вырабатывается электроэнергии при той же производительности по пресной воде и, следовательно, тем экономичнее двухцелевая установка.

Экономика применения ядерных реакторов для опреснительных установок на данном этапе решения этой проблемы имеет первостепенное значение.

Как показывают расчеты, для ядерных опреснительных установок вполне реально создание, например, уран-графитовых канальных реакторов тепловой мощностью до 10 млн. кВт. Реактор такой мощности может обеспечить выра-

ботку 3 млн. $\text{м}^3/\text{сутки}$ пресной воды, себестоимость которой на месте ее производства составит 5—6 коп. за 1 м^3 , что не уступает другим методам водообеспечения (например, передача пресной воды по каналам). Создание установок столь большой мощности возможно и экономически целесообразно лишь при наличии большой плотности нагрузки по потреблению пресной воды, так как в противном случае расходы по раздаче и транспортировке пресной воды к потребителям, расположенным на большом расстоянии от ядерной опреснительной установки, значительно увеличивают ее себестоимость. Поэтому оптимальная тепловая мощность таких реакторов в настоящее время оценивается в 3—4 млн. *квт.*

Это направление использования энергетических реакторов может дать значительный народнохозяйственный эффект в районах с острым дефицитом пресной воды: Средней Азии, Донбассе, на Юге Украины, северном и восточном Прикаспии. Источниками водоснабжения этих районов могут быть Черное, Каспийское и Аральское моря. Именно в этих районах наиболее перспективно применение ядерных опреснительных установок.

В общем топливно-энергетическом балансе СССР электроэнергия в настоящее время составляет около 15%, а при осуществлении сплошной электрификации по намеченному плану будет составлять около 25%. Если АЭС даже и заменят значительную часть обычных станций, все же их роль в общем топливно-энергетическом балансе будет сравнительно невелика, хотя в отдельных районах и энергосистемах страны она может быть преобладающей. Вклад ядерной энергетики в топливно-энергетический баланс можно значительно увеличить, если использовать энергетические реакторы не только для производства электроэнергии, но и для централизованного теплоснабжения.

Ядерные реакторы можно применять на атомных теплоэлектроцентралях (АТЭЦ) с комбинированным производством электрической и тепловой энергии, а также на атомных районных котельных (АРК), в которых генерируется только тепло пара или горячей воды, передаваемых непосредственно потребителям. При этом для экономичного использования АТЭЦ требуется определенная концентрация тепловой нагрузки.

В Советском Союзе уже имеется первый опыт снабжения теплом потребителей от ядерного реактора. Так, на Белоярской АЭС и на Сибирской АЭС осуществляется отбор пара для теплоснабжения жилого поселка. Эти АЭС не были спроектированы специально как АТЭЦ, и отбор тепла был осуществлен уже в процессе их эксплуатации, причем в сравнительно небольших масштабах. Том не менее практика показала высокую эффективность таких усовершенствований, особенно в районах с большим количеством холодных дней в году.

Положительный сорокалетний опыт широкого развития теплофикации в СССР; прогресс в этой области, заключающийся в применении новых методов центрального и местного регулирования отпуска тепла, позволяющих резко снизить удельные расходы воды в сети на единицу присоединенной тепловой нагрузки; освоение новых конструкций подземных теплопроводов; применение при больших расстояниях транзитной передачи тепла — все это должно обеспечить значительное снижение затрат на сооружение тепловых сетей и уменьшение эксплуатационных расходов. Это приведет к дальнейшему повышению эффективности и расширению использования ядерных реакторов для теплофикации.

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ МАЛОЙ МОЩНОСТИ

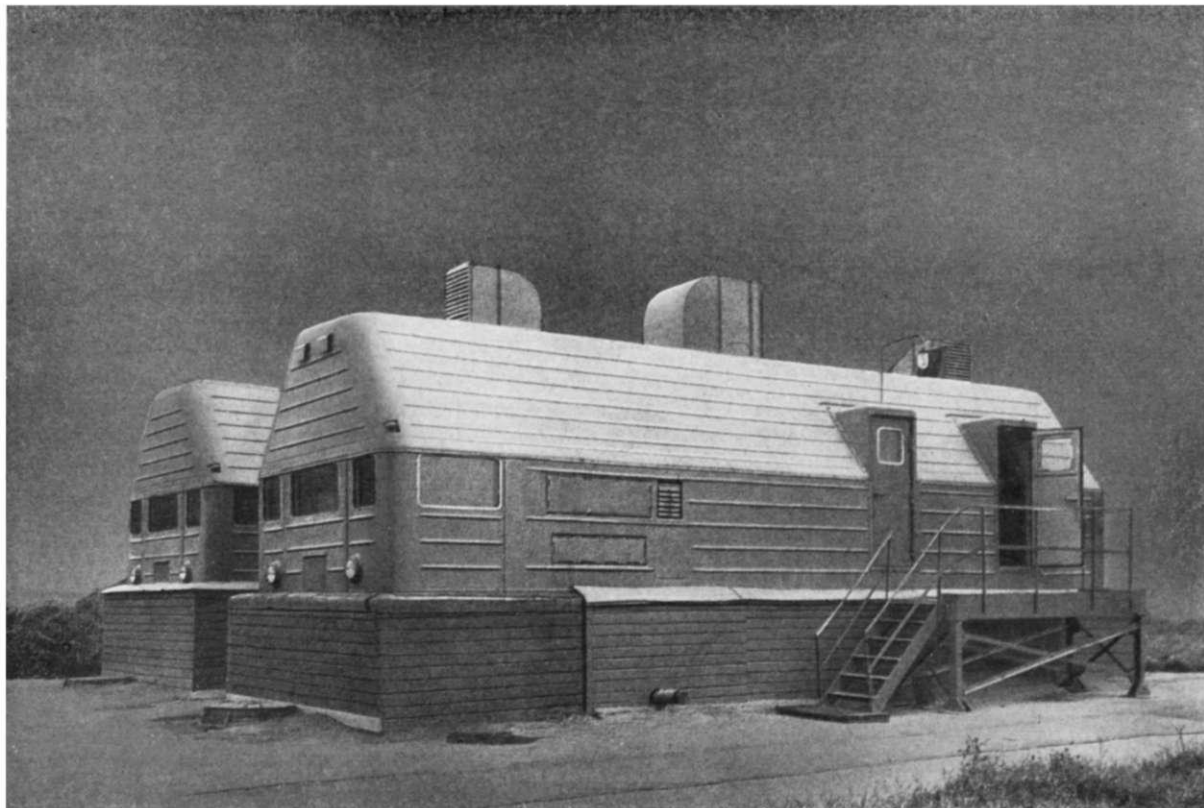
Наряду с созданием крупных АЭС в Советском Союзе получили развитие работы по созданию атомных энергетических установок относительно малой мощности для «малой» ядерной энергетики, охватывающей диапазон мощностей до нескольких десятков мегаватт. Использование АЭС малой мощности

в народном хозяйстве связано с необходимостью обеспечения электроэнергией и теплом отдаленных, труднодоступных районов СССР. Разобщенность мест потребления энергии в этих районах, большие расстояния между населенными пунктами и промышленными предприятиями, наличие множества потребителей относительно небольших электрических и тепловых мощностей, суровые климатические условия — все эти факторы указывают на то, что основной путь решения проблемы энергообеспечения отдаленных районов в ближайшее будущее — ориентация преимущественно на развитие большого числа автономных, т. е. не объединенных в энергосистемы источников электроэнергии и тепла.

Удельный вес автономных электростанций небольшой мощности в общем энергетическом балансе страны до 1980 г. составит около 5%. Это значит, что электропотребители общей мощностью примерно 20—30 млн. *квт* будут снабжаться от небольших автономных электростанций.

Благоприятные экономические предпосылки использования АЭС небольшой мощности по сравнению с энергоустановками, работающими на органическом топливе, в отдаленных районах СССР объясняются высокими затратами на доставку топлива или добычу его на месте. Доставка топлива в некоторые отдаленные районы СССР приводит к удорожанию его в 30—40 раз и, следовательно, к высокой себестоимости электроэнергии. В то же время затраты на горючее для АЭС, расположенной в таком районе, практически не зависят от дальности транспортировки ядерного горючего. Это приводит во многих

Рис. 17. Энергосамоходы установки ТЭС-3. Гусеницы закрыты для утепления.



случаях к конкурентоспособности АЭС по сравнению с ТЭС даже при небольшой мощности АЭС.

Особенности атомных энергоустановок, предназначенных для отдаленных районов, состоят в следующем:

установки должны быть очень надежными, так как они являются единственными источниками энергии и тепла;

выработка электроэнергии, как правило, должна сочетаться с поставкой тепла для промышленных и бытовых нужд;

установки должны соответствовать местным условиям (возможная сейсмичность района, вечная мерзлота, низкие температуры, отсутствие воды и др.);

для ускорения сооружения и монтажа в короткий летний период установка должна состоять из отдельных крупных блоков, полностью смонтированных и отлаженных на заводе-изготовителе; вес и габариты блоков должны соответствовать доступным транспортным средствам.

В 1961 г. в Обнинске была пущена в опытную эксплуатацию транспортируемая атомная энергоустановка ТЭС-3, прототип АЭС малой мощности, с реактором с водой под давлением. Оборудование установки скомплектовано в четыре крупных блока и размещено на четырех самоходных гусеничных платформах с обогреваемыми кузовами вагонного типа (рис. 17). Это дает возможность эксплуатировать установку без сооружения специальных зданий, а подготовка площадки сводится в основном к сооружению биологической защиты.

Основные характеристики ТЭС-3:

Тепловая мощность реактора, <i>квт</i>	8800
Электрическая мощность, <i>квт (эл.)</i>	1500
Давление теплоносителя в первом контуре, <i>атм</i>	130
Температура теплоносителя, °C:	
на входе в реактор	270
на выходе	300
Рабочий пар:	
давление, <i>атм</i>	20
температура, °C	280
Вес оборудования, <i>т</i>	240
Вес энергосамоходов, <i>т</i>	340
Кампания реактора, месяцев	8,3

Опыт создания установки ТЭС-3 оказался удачным. Длительная эксплуатация ее в Физико-энергетическом институте в Обнинске подтвердила надежность, хорошую управляемость и удобство обслуживания. Кроме того, опыт показал, что имеются возможности значительного ее усовершенствования: более полной автоматизации, увеличения длительности кампании до 2—3 лет и др.

Другой разновидностью АЭС малой мощности, специально разработанной для отдаленных районов, является установка «Арбус» (рис. 18). В ней используется также реактор корпусного типа, но с принципиально другим теплоносителем и замедлителем — органической жидкостью. Использование ее имеет ряд положительных качеств: высокая температура кипения обуславливает низкое давление в контуре, практически отсутствует активация нейтронами теплоносителя, что повышает радиационную безопасность установки, отсутствие коррозионного воздействия на конструкционные материалы позволяет использовать обычные углеродистые стали и алюминий, хорошие ядерно-физические свойства обеспечивают достаточно эффективный процесс в активной зоне и использование ядерного горючего.

Установка «Арбус» поставляется в виде отдельных полностью смонтированных блоков, прошедших стендовые испытания на заводе-изготовителе.

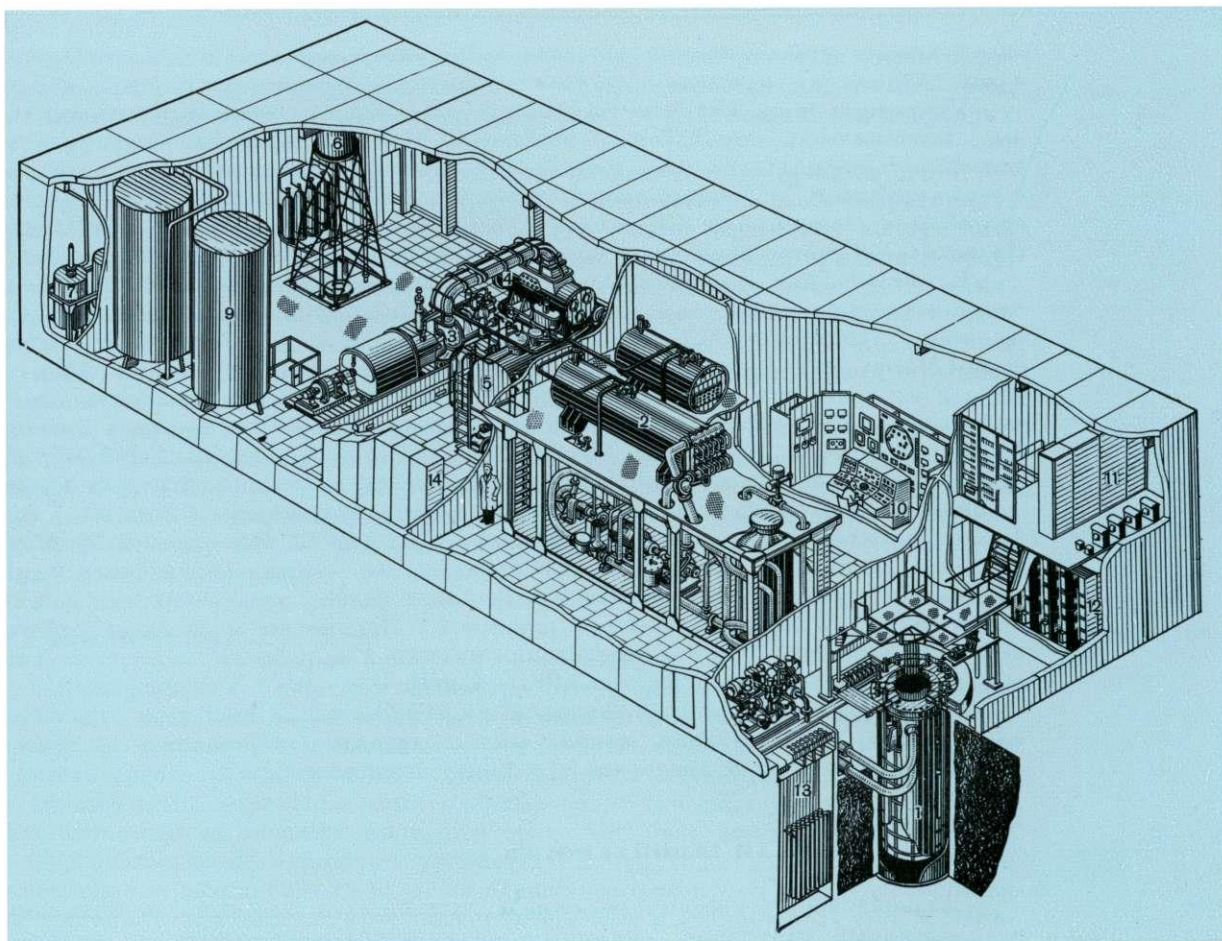
Всего 19 блоков, каждый весом не более 20 т. Монтаж установки — 2—3 месяца. Здание ее имеет размеры 12,3 × 28,5 × 6,3 м.

Основные характеристики установки «Арбус»:

Тепловая мощность реактора, <i>квт</i>	5000
Электрическая мощность, <i>квт (эл.)</i>	750
Давление в первом контуре, <i>ата</i>	6
Температура теплоносителя, °С:	
на входе в реактор	230
на выходе	243
Рабочий пар:	
давление, <i>ата</i>	25
температура, °С	223

Опытный экземпляр установки «Арбус» был пущен летом 1963 г. в Институте атомных реакторов в г. Мелекесе (Ульяновская область). Длительная

Рис. 18. Общий вид установки «Арбус».



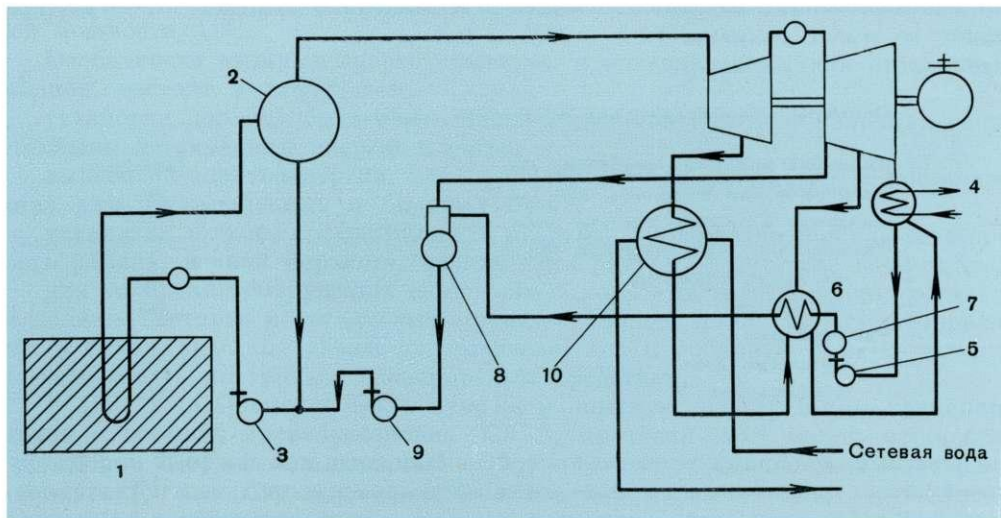


Рис. 19. Принципиальная схема блока мощностью 12 Мвт для автономной АТЭЦ:

1 — реактор; 2 — барабан-сепаратор; 3 — циркуляционный насос; 4 — конденсатор; 5 — конденсатный насос; 6 — подогреватель низкого давления; 7 — конденсатоочистка; 8 — деаэратор; 9 — насос питательной воды; 10 — бойлер.

эксплуатация этой установки показала возможность создания энергоустановок и выявила пути улучшения ее технических и экономических показателей.

Указанные мощности атомных энергоустановок, по-видимому, минимальные, экономически оправданные мощности. Их экономическая конкурентоспособность проявляется лишь в отдельных случаях — применительно к местам с особо трудными условиями энерго- и топливообеспечения. Более конкурентоспособны в этом смысле АЭС малой мощности с энергоблоками 10—50 Мвт. На таких АЭС могут использоваться реакторы корпусного и канального типов.

Например, для удовлетворения потребности в электрической и тепловой энергии предприятий и жилого поселка в одном из отдаленных районов (пос. Билибино, Якутская АССР) строится типовой блок электрической мощностью 12 Мвт (рис. 19) для автономной атомной теплоэлектроцентрали (АТЭЦ). На ней используется уран-графитовый реактор с трубчатыми твэлами и кипящей водой в качестве теплоносителя. В конструктивном отношении реакторы АТЭЦ аналогичны реакторам Первой в мире АЭС и Белоярской АЭС им. И. В. Курчатова. Суточные графики потребности в тепле и электроэнергии данного района определили номинальную тепловую мощность блока 60 Мвт. В этом случае блок имеет электрическую мощность 12 Мвт (эл.) и 29 Мвт тепловой мощности расходуется на производство тепла. Кроме того, при начальном давлении пара 40 атм и выработке только электроэнергии можно получить 17 Мвт электрической мощности. Параметры и режимы работы этой АЭС выбраны с учетом обеспечения надежной выработки электроэнергии и тепла. В настоящее время эта АЭС строится.

Таким образом, сформировавшееся в СССР за последние годы отдельное направление ядерной энергетики — малая ядерная энергетика — получает дальнейшее развитие и внедрение в районах Крайнего Севера.

РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ

Создание энергетических реакторов, являющихся мощными источниками радиоактивных излучений, связано с решением ряда инженерных проблем по обеспечению полной радиационной безопасности АЭС как для населения,

флоры и фауны окружающего района, так и для обслуживающего персонала АЭС. Этим проблемам всегда уделялось первостепенное внимание.

Для обеспечения безопасности АЭС в проектах предусматриваются технические решения, предупреждающие распространение радиоактивности внутри обслуживаемых помещений АЭС и за ее пределами. К таким мерам относятся создание надежной биологической защиты вокруг реактора и контура теплоносителя, выбор схемы отвода и использования тепла, а также материалов, обеспечивающих минимальный вынос радиоактивности в контур теплоносителя. Большое значение имеют компоновка зданий и помещений АЭС, создание зоны разрыва между АЭС и населенными пунктами, строгий дозиметрический контроль за всеми твердыми, жидкими и газообразными отходами и сбросами АЭС и ряд других мер.

Естественно, что при создании первых АЭС многие аспекты ядерной безопасности были неясными. Это требовало некоторой осторожности в инженерных решениях. Однако практика эксплуатации АЭС в отношении радиационно-биологической обстановки в помещениях АЭС и за ее пределами показала следующее:

не было ни одной аварии с катастрофическими последствиями; имевшие место в зарубежной практике аварии энергетических реакторов вызвали лишь локальное распространение радиоактивности, причем последствия аварии полностью ликвидировались обычными инженерными средствами с соблюдением требований дозиметрической службы и правил проведения такого рода работ;

работа АЭС не создает каких-либо помех для хозяйственной жизни окружающего района, уровень радиоактивности значительно ниже допустимых норм; инженерные защитные мероприятия оказались надежными, а в некоторых случаях даже излишними.

Как показали измерения содержания радиоактивных веществ на окружающих Ново-Воронежскую, Белоярскую и Мелекесскую АЭС территориях, пуск АЭС практически не повлиял на радиационную обстановку вокруг них.

Успехи в области безопасности АЭС в целом повсеместно привели к тому, что выбор месторасположения АЭС в настоящее время, как правило, не лимитируется требованиями безопасности, а определяется лишь технико-экономическими факторами. Более того, некоторые строящиеся АЭС уже практически не имеют зоны разрыва и даже размещаются в пределах границ крупных городов (например, АЭС в г. Бостоне, США).

Современная радиационно-защитная и ядерно-энергетическая техника в состоянии гарантировать невозможность возникновения какой-либо радиационной опасности для прилегающего к АЭС района. Это, в свою очередь, в наилучшей степени отвечает важному экономическому требованию и принципиальному преимуществу АЭС — максимальному приближению АЭС к потребителям тепла и электроэнергии.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Проведенные в Советском Союзе работы в области ядерной энергетики привели к созданию научно-технической базы в этой области. Годы текущей пятилетки, в которой наш народ отмечает 50-летие советской власти, в области энергетического использования атомной энергии являются годами перехода от первых опытно-промышленных ядерных энергетических установок к созданию экономичных мощных промышленных АЭС, вносящих заметный вклад в энергообеспечение народного хозяйства. В эти годы получит дальнейшее укрепление и расширение та база, на основе которой в 70-х годах развернется интенсивное строительство крупной серии мощных и экономичных АЭС в Европейской части СССР. В ряде районов с недостатком обычного топлива прирост

энергетических мощностей в результате строительства АЭС в это десятилетие составит значительную долю общего прироста. Это будет ощутимый вклад советских ученых, инженеров и рабочих в дело построения коммунизма в нашей стране.

АТОМНЫЙ ЛЕДОКОЛ «ЛЕНИН»

Н. М. МОРДВИНОВ, Б. Г. ПОЛОГИХ,
А. К. СЛЕДЗЮК, Н. С. ХЛОПКИН

Возрастающие темпы развития народного хозяйства в северных районах Советского Союза потребовали создания мощного ледокольного флота, способного осуществлять уверенную проводку караванов судов по трассе Северного морского пути при удлинении навигации.

В связи с этим в конце 1953 г. было начато проектирование мощного атомного ледокола. Построить такой ледокол с установкой на обычном топливе нельзя из-за невозможности размещения двигателей с запасами топлива в приемлемых размерах судна. Ко времени разработки атомного ледокола Советский Союз уже имел опыт проектирования и постройки ледоколов и атомных установок. Опираясь на этот опыт, проект первого в мире атомного ледокола был создан в сравнительно короткий срок.

В соответствии с директивами XX съезда КПСС на верфи Адмиралтейского завода в июле 1956 г. началась постройка атомного ледокола «Ленин», а 5 декабря 1957 г. он был спущен на воду. В 1959 г. постройка ледокола была завершена. В создании атомного ледокола принимали участие ученые, инженеры, конструкторы, техники, рабочие и моряки. Сотни заводов, фабрик и промышленных предприятий Советского Союза изготавливали и поставляли для него оборудование. Результаты обширных швартовых и ходовых испытаний подтвердили высокие технические характеристики ледокола.

В декабре 1959 г. он был передан для опытной эксплуатации Министерству морского флота. С навигации 1960 г. атомный ледокол «Ленин» работает в Арктике, проводя суда на самых тяжелых участках Северного морского пути. Совершает он также и экспедиционные плавания. Эксплуатация показала, что ледокол обладает хорошей управляемостью и живучестью в условиях, которые в морской практике считаются наиболее тяжелыми: и при порывистой качке на волнении, и при ударных нагрузках, и вибрации во льдах.

Основные характеристики атомного ледокола «Ленин» следующие:

мощность — 44 000 л. с.; наибольшая длина — 134 м;
наибольшая ширина — 27,6 м; водоизмещение — 16 000 т;
осадка — 9,2 м; скорость на чистой воде — 18 узлов;
число гребных винтов — 3.

Ледокол «Ленин» по своей мощности и возможности длительного плавания намного превосходит все существующие ледоколы. Автономность плавания его составляет 1 год.

На ледоколе применена турбоэлектрическая силовая установка, не имеющая равных по своей мощности в классе ледокольных судов. Ее полная мощность на фланцах главных турбин равна 44 000 л. с. Энерговооруженность ледокола доведена до 2,75 л. с. на 1 т водоизмещения, что обеспечивает повышенную ледопроездимость.

Введение на ледоколе электродвижения значительно увеличило его маневренность, что очень важно при форсировании тяжелых льдов и в особенности

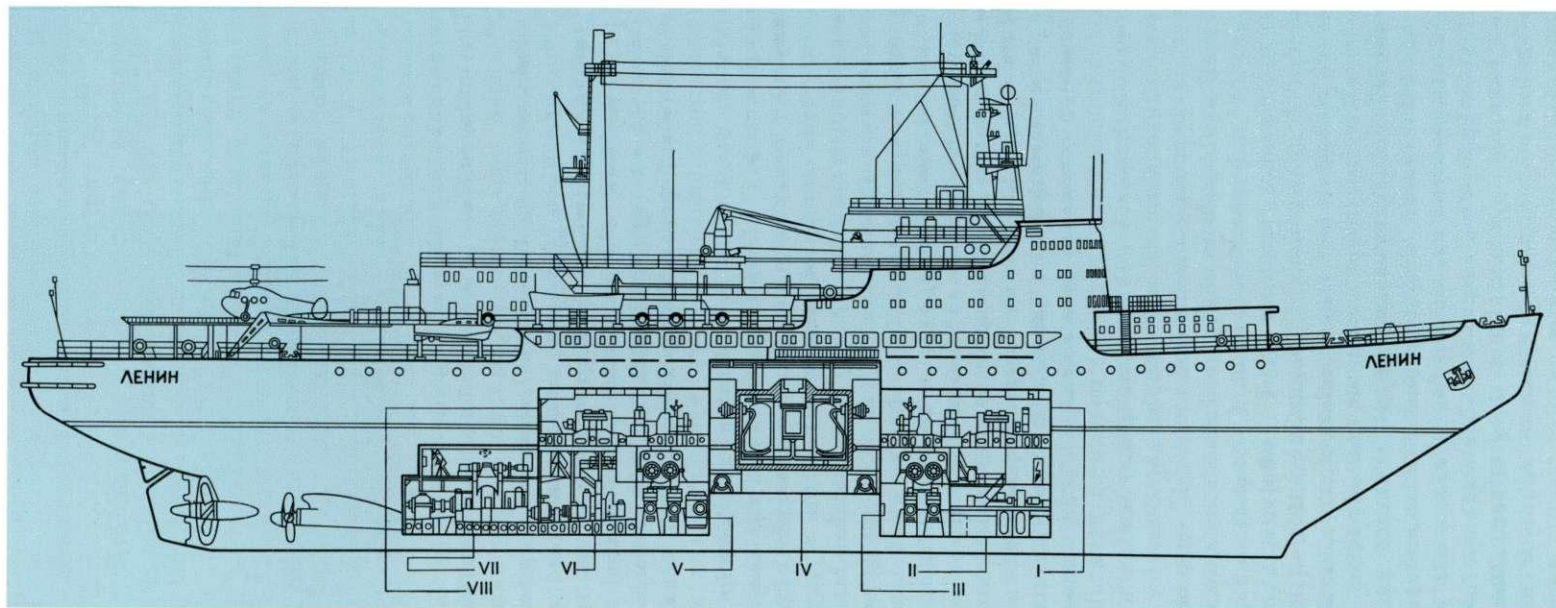


Рис. 1. Расположение энергетических помещений ледокола:

I — носовое турбогенераторное отделение; *II* — носовая электростанция; *III* — носовое отделение вспомогательных механизмов; *IV* — атомная парогенераторная установка; *V* — кормовое отделение вспомогательных механизмов; *VI* — отделение бытовых электродвигателей; *VII* — отделение среднего электродвигателя; *VIII* — кормовое турбогенераторное отделение.

при околке проводимых судов. Корпус ледокола обладает повышенной прочностью. Его стальная обшивка опирается на шпангоуты, расстояние между которыми на всей длине судна по бортам от уровня второго дна до жилой палубы 400 мм. Наружная обшивка ледокола имеет «ледовый пояс», выполненный из стали повышенной прочности. Для восприятия возможных случайных ледовых нагрузок обшивке ниже и выше «ледового пояса» придана повышенная прочность. Весь корпус ледокола разбит одиннадцатью главными поперечными водонепроницаемыми переборками на отсеки. Непотопляемость его обеспечивается при одновременном затоплении любых двух главных водонепроницаемых отсеков в любом эксплуатационном состоянии.

По внешнему архитектурному виду атомный ледокол — гладкопалубное судно, с удлиненной надстройкой и двумя мачтами.

На открытой части шлюпочной палубы размещены катера и спасательные шлюпки, а в кормовой — взлетно-посадочная площадка для вертолета.

Для экипажа ледокола «Ленин» предусмотрены удобные каюты, большой клуб, музыкальный и курительный салоны, кают-компания, столовая и библиотека.

На рис. 1 показано общее расположение основных помещений на судне.

В центральной части корабля от нижней платформы до шлюпочной палубы в центральном отсеке расположено оборудование атомной паропроизводительной установки. В направлении носа и кормы к нему примыкают отсеки машинных отделений с двумя главными турбогенераторами в каждом. Рядом с машинным отделением размещаются носовая и кормовая электростанции. Кормовая часть ледокола занята тремя главными гребными двигателями. Центральный двигатель мощностью 22 000 л. с. и два бортовых двигателя по 11 000 л. с. уникальны по своим характеристикам. Электродвигатели питаются постоянным током напряжения 1200 в, вырабатываемым четырьмя главными турбогенераторами. На турбогенератор подается пар под давлением 25 атм и температурой около 300° С. Генерация пара осуществляется в атомной паропроизводительной установке, суммарная паропроизводительность которой составляет 360 т/ч.

При проектировании и постройке механической установки особое внимание уделялось надежности всех ее элементов, безопасности и удобству эксплуатации. Основные механизмы и аппараты зарезервированы. Механическая установка разделена на два автономных эшелона, а питание механизмов и электродвигателей осуществляется от двух автономно расположенных электростанций, укомплектованных пятью турбогенераторами мощностью 1000 квт каждый.

На ледоколе предусмотрен резерв также и по реакторам. С точки зрения уменьшения веса и размеров паропроизводительной установки выгодно иметь на судне один реактор. Однако для ледокола, предназначенного для работы в тяжелых условиях Арктики, по соображениям надежности желательно иметь не менее двух независимых источников энергии, т. е. не менее двух реакторов. Ледокол должен обеспечивать безопасную проводку каравана судов, и поэтому ему необходимо сохранить значительную мощность при возможных отказах оборудования. Запас ядерного топлива на ледоколе должен быть достаточным для выполнения работ во время всей навигации. Если его не хватает хотя бы для части навигации, необходимо проводить перезарядку до выхода в плавание, так как иначе возникнет необходимость поставить ледокол на перезарядку до окончания навигации.

Надежностью продиктован выбор водо-водяных реакторов, в которых и замедлителем, и теплоносителем служит обычная вода. Она — дешевый и доступный теплоноситель с хорошими теплофизическими свойствами, обеспечивающими возможность отвода высоких тепловых потоков. По использованию воды в обычной энергетике накоплен большой опыт. Свойства ее хорошо

изучены. К тому же вода, из-за наличия в ее составе водорода, обладает хорошими замедляющими свойствами. Поэтому можно получить очень компактную активную зону реактора. Характерная особенность установленного на ледоколе водо-водяного реактора — высокая прочность всех его узлов, рассчитанных на большое внутреннее давление. В результате почти автоматически выполняется одно из важнейших требований к ледокольной установке — способность выдерживать воздействие вибрации, ударных нагрузок и качки.

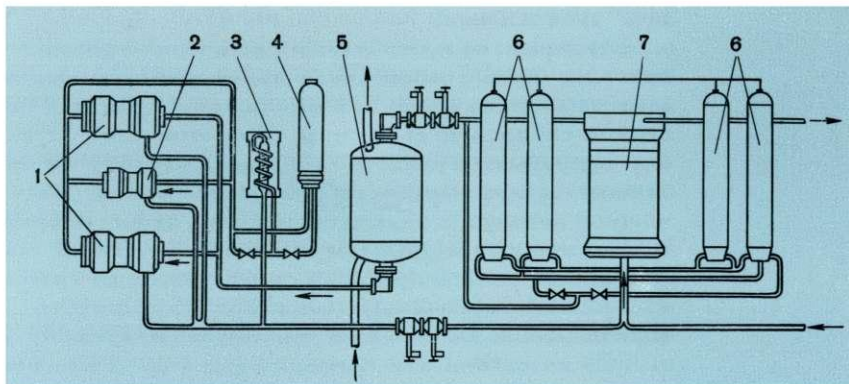
Каждый из трех реакторов номинальной тепловой мощностью 90 *Мвт* совместно с оборудованием был спроектирован как независимая паропроизводительная секция с двумя контурами циркуляции. Принципиальная схема такой секции представлена на рис. 2. Первый контур (высокого давления) состоит из реактора, парогенератора, циркуляционных насосов, компенсаторов объема, фильтров и другого вспомогательного оборудования. Второй контур (среднего давления) объединяет парогенератор, турбогенератор с конденсатором, конденсатные и питательные насосы, деаэратор, фильтры и прочее оборудование. Реактор связан с двумя циркуляционными петлями, каждая из которых в случае необходимости может быть отключена от реактора с помощью дистанционно управляемых задвижек. При работе с одной петлей мощность реактора составляет 55%. В каждой петле имеется два главных и один аварийный циркуляционный насос. Один из главных насосов — резервный. Аварийный циркуляционный насос обеспечивает отвод остаточного тепловыделения от активной зоны остановленного реактора в случае обесточивания главных насосов.

Реактор представляет собой толстостенный стальной сосуд с плоскими крышкой и дном. В нижней части корпуса расположена активная зона, окруженная экранами в виде слоев стали и воды. Экраны выполняют функции отражателя нейтронов и создают более благоприятные условия работы корпуса реактора, значительно ослабляя потоки γ -квантов и нейтронов из активной зоны. Активная зона цилиндрическая, она образована 219 рабочими каналами, расположенными в узлах правильной треугольной сетки. Высота активной зоны 1,6 м, диаметр около 1 м. Рабочий канал содержит 36 цилиндрических топливных элементов диаметром 6,1 мм, удерживаемых в пучке при помощи дистанционирующего каркаса. Каркас предотвращает касание элементов между собой и дает возможность каждому элементу при разогреве удлиняться независимо. Пучки топливных элементов заключены в кожуховые трубы.

В качестве топливного материала выбрана спеченная двуокись урана, обогащенного изотопом уран-235. Такое горючее выбрано, исходя из следующих соображений: химической инертности двуокиси по отношению к воде, стабильности под действием облучения, отсутствия аллотропных переходов вплоть до температуры плавления, более легкой дезактивируемости контура при попадании в него двуокиси урана.

Рис. 2. Принципиальная схема паропроизводительной установки:

1 — главный циркуляционный насос; 2 — аварийный циркуляционный насос; 3 — холодильник фильтра; 4 — фильтр; 5 — парогенератор; 6 — компенсаторы объема; 7 — реактор.



В реакторах ледокола предусматривалась возможность использования топливных элементов с оболочками как из цирконий-ниобиевого сплава, так и из аустенитной нержавеющей стали. Эти материалы оказались наиболее работоспособными при петлевых испытаниях топливных элементов. Применение оболочек из сплава циркония позволяет более экономно расходовать горючее, однако надежность стальных оболочек выше.

Активные зоны ледокола, рассчитанные на длительную кампанию, содержат большой запас топлива сверх критической массы, что создает значительную избыточную реактивность. Механические средства компенсации запаса реактивности были бы конструктивно сложны и неудобны в эксплуатации, так как при этом неизбежно вносились бы значительные искажения в распределение по объему активной зоны энерговыделения и увеличивались тепловые нагрузки. Рассматривалось несколько вариантов снижения начального запаса реактивности. В окончательном варианте уменьшение запаса реактивности достигается введением присадки бора в кожуховые трубы. Изотоп бор-10 имеет большое сечение поглощения, а при захвате нейтрона превращается в литий-7 и гелий, слабо поглощающие нейтроны.

Выгорание поглотителя нейтронов — бора в значительной мере компенсирует уменьшение реактивности вследствие выгорания урана и накопления продуктов деления.

Для выравнивания энерговыделения по радиусу реактора бор в активной зоне распределен неравномерно. Его концентрация максимальна в центре и постепенно снижается к периферии. Внешний ряд каналов не содержит бора.

Загрузки урана и количество бора в активных зонах определены на основании расчетов, выполненных на быстродействующих электронных машинах. Дальнейшая отработка зоны и органов регулирования проводилась на полномасштабных моделях на стенде. Окончательно характеристики зон уточнялись при загрузках их в реакторы. В первой загрузке реакторов ледокола «Ленин» использовался обогащенный до 5% уран, заключенный в оболочки из цирконий-ниобиевого сплава. Каждый реактор содержал около 80 кг урана-235. Управление реактором осуществлялось с пульта (рис. 3).

Реакторы ледокола выведены на мощность в августе 1959 г. при проведении швартовных испытаний атомно-механической установки в Ленинграде. Испытания у стенки Адмиралтейского завода закончились 12 сентября 1959 г. После этого ледокол был выведен в Балтийское море, где 19 сентября 1959 г. он впервые начал двигаться при работе винтов от собственной энергетической установки. Осень 1959 г. прошла в испытаниях на разнообразных ходовых режимах.

В конце апреля 1960 г. ледокол «Ленин» отправился в первый далекий рейс из Балтийского моря в Баренцево, в порт приписки — г. Мурманск. Еще до начала арктической навигации он прошел испытания в тяжелых льдах севернее Новой Земли и после успешного завершения их был направлен в опытную эксплуатацию.

Атомный ледокол начал работу по проводке судов по трассе Северного морского пути, обеспечивая своевременную доставку машин, оборудования, запасов топлива в осваиваемые районы Крайнего Севера и по вывозу на экспорт ценной сибирской древесины. При этом одна из важнейших задач — обеспечение непрерывной подачи судов под загрузку лесом в Игарку. Выполнение ее зависит от эффективности работы ледоколов, так как устье р. Енисея сковано мощной ледовой перемычкой до конца июня. Вскрытие этой перемычки под силу только мощным ледоколам, и атомоход «Ленин» становится одним из основных участников ранней проводки судов с лесом на трассе Баренцево море — Енисей. Это способствует существенному ускорению и соблюдению плановости подачи лесовозов к причалам порта Игарка.

По интенсивности движения судов на Севере вторым после трассы на Енисее является пролив Вилькицкого. Он соединяет Карское море с морем Лаптевых,

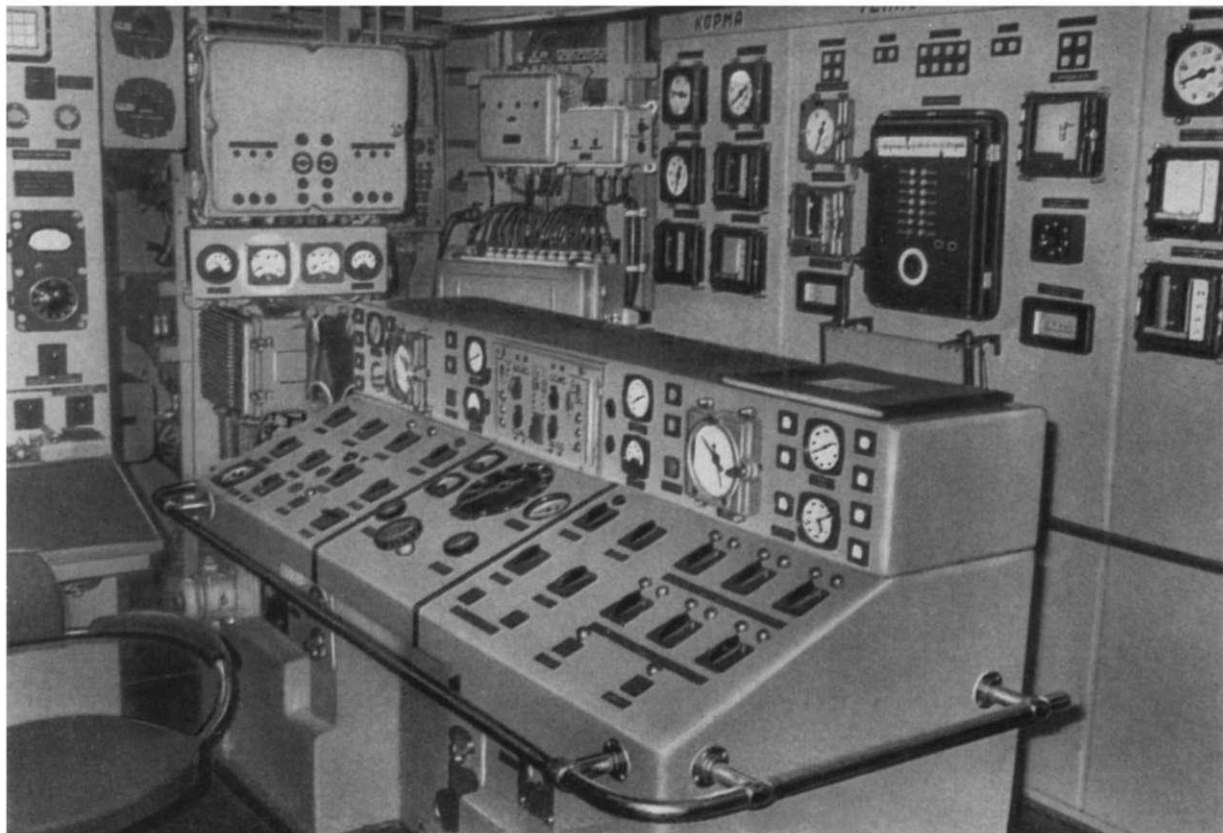


Рис. 3. Пульт управления реактором.

в которое впадают судоходные сибирские реки Лена и Хатанга. Пролив забит льдами даже летом и освобождается от них лишь на короткое время. Это — один из самых тяжелых участков трассы Северного морского пути. Проводка караванов судов через этот пролив без мощных ледоколов опасна, а зачастую просто невозможна. Показателен в этом отношении случай, происшедший 9 сентября 1960 г. Караван судов, состоящий из ледоколов «Красин», «Капитан Мелехов» и транспортов «Володарский» и «Разлив», попал в сильное сжатие, во время которого ледоколы потеряли способность двигаться. Суда с неудержимой силой влекло на камни, расстояние до берега катастрофически уменьшалось. Находившийся в проливе ледокол «Ленин» быстро подошел к терпевшему бедствие каравану и, беря по одному на буксир, вывел все суда в безопасную зону.

Ледокол «Ленин» обычно используется в Арктике в качестве «лидера», за которым в кильватер идет ледокол мощностью 8—10 тыс. л. с., проводящий суда по образующемуся каналу.

Обеспечение сохранности судов при движении в ледовых полях — трудная задача. Ведущие караваны судов ледоколы должны обладать не только большой мощностью, но и повышенной маневренностью, позволяющей быстро разворачиваться во льдах и окалывать ведомые суда. Высокая маневренность ледокола «Ленин» проявилась, например, при проводке в 1960 г. Северным морским путем 38 речных судов. Весь караван был проведен в тяжелых льдах



Рис. 4. Выгрузка станции СП-10 с атомного ледокола «Ленин».

протяженностью 550 км за 6 суток. Большая мощность ледокола «Ленин» и прочность его корпуса позволяют успешно окалывать затертый во льдах караван не только при заднем ходе (как это практикуется на ледоколах меньшей мощности), но и двигаясь передним ходом вокруг каравана судов.

В 1963 г. ледокол «Ленин» предотвратил возможную тяжелую аварию судов «Цимлянскгэс» и «Немирович-Данченко». Эти суда находились под прямым углом друг к другу. В результате сжатия льдов суда стали сближаться, могла произойти катастрофа. Разрушив лед около судов, ледокол «Ленин» развел их на безопасное расстояние.

Большое значение имеет работа ледокола «Ленин» в конце арктической навигации. В октябре—ноябре полярные моря начинают быстро затягиваться сплошным ледовым панцирем. Не успевшие завершить свое плавание суда оказываются перед перспективой зимовки во льдах. Наиболее высокоширотные тяжелые рейсы выполняются атомным ледоколом. Поздней осенью ему приходится выводить из льдов не только обычные морские суда, но и суда ледового класса типа «Лена», которые обычно самостоятельно совершают рейсы в ледовые арктические и антарктические моря. Например, в конце октября 1963 г. из ледового плена было выведено судно «Индирикка».

Ледокол «Ленин», как правило, работает в западном секторе Арктики, т. е. в морях Баренцевом, Карском и Лаптевых. Здесь обычно бывают тяжелые

по ледопроеходимости участка. В случае необходимости атомный ледокол оказывает помощь ледоколам восточного сектора.

Походы в высокие широты восточной Арктики ледокол «Ленин» совершал в 1961 г. При этом с борта судна впервые в истории была осуществлена выгрузка на место базирования снаряжения и экипажа дрейфующей станции «Северный полюс-10» (рис. 4).

Большую помощь оказывает ледокол «Ленин» исследователям Арктики. С борта ледокола по границе тяжелых паковых льдов в морях Восточно-Сибирском и Лаптевых расставлялись автоматические радиометеостанции для слежения за дрейфом льдов и погодой. Во время плавания сотрудники арктических научно-исследовательских экспедиций изучают ледовые трассы, закономерности в перемещении льдов, выявляют целесообразность постройки судов ледового класса и ледоколов с той или иной мощностью, маневренностью, ледопроеходимостью.

Опыт ледокола «Ленин» убедительно показал, что мощные ледоколы в Арктике обладают большими преимуществами. Они дают возможность удлинить сроки навигации, ускорить проводку караванов судов, создать плановость в доставке грузов, предотвратить ранее вынужденные зимовки судов во льдах и повысить сохранность проводимых через льды.

В период шести навигаций ледокол «Ленин» участвовал в проводке 457 судов, пройдя за это время во льдах Арктики свыше 110 000 км. Его атомная энергетическая установка, проработав около 25 000 ч, показала надежность эксплуатации при порывистой качке на волнении, ударах судна об лед и частых изменениях нагрузки, о характере которых можно судить по рис. 5.

В 1963 и 1966 гг. производились перезарядки реакторов ледокола ядерным топливом (рис. 6), т. е. смена ядерного горючего выполнялась только один раз в три года.

Необычная для морского флота атомная установка освоена за существенно меньший период времени, чем это имело место при внедрении дизельных двигателей на судах.

Эксплуатирующие атомную установку ледокола моряки проявили большую творческую инициативу. Они внесли много рационализаторских предложений. Некоторые из них уже внедрены на ледоколе.

Опыт эксплуатации атомного ледокола «Ленин» дал неоценимый материал для конструкторов и ученых, разрабатывающих ледоколы с атомными энергетическими установками.

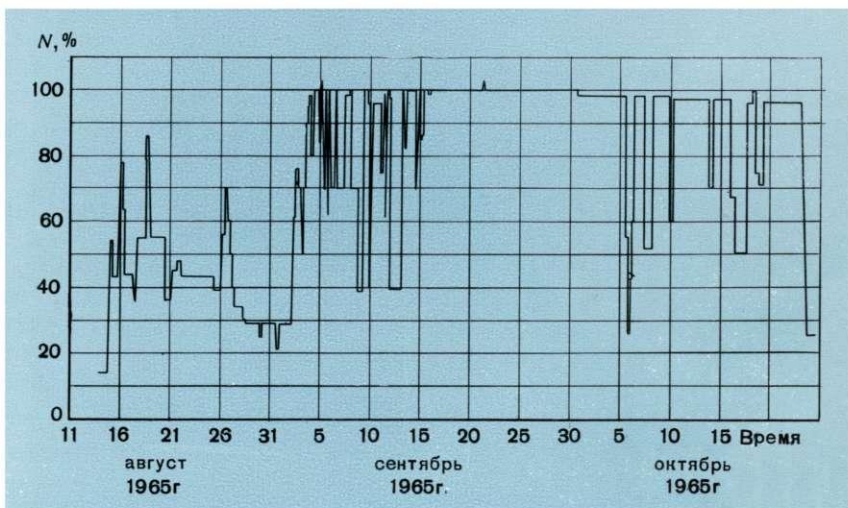


Рис. 5. Зависимость мощности реактора от времени работы (характерный график работы реактора № 1).

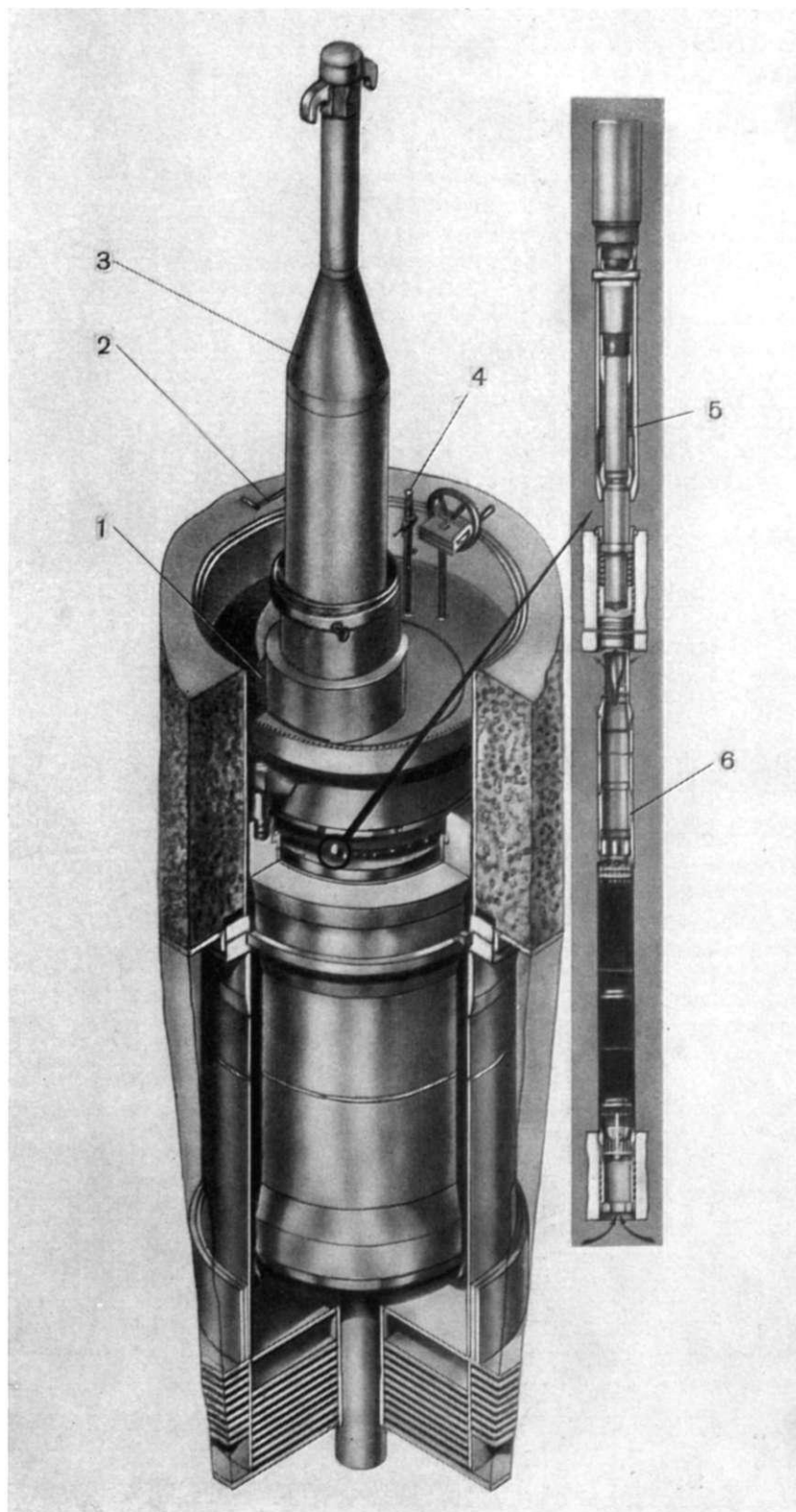


Рис. 6. Реактор с перегрузочным устройством:

1 — защитная плита; 2 — ручная лебедка; 3 — перегрузочный контейнер; 4 — перископ; 5 — цепной захват; 6 — рабочий канал.

Ниже приведены полученные в процессе эксплуатации реакторов ледокола и реально достижимые величины энерговыработок и длительности работы ледокола на полной мощности.

Параметры	Каналы первой загрузки (оболочки твэлов из циркония)	Каналы второй загрузки	
		(оболочки твэлов из циркония)	(оболочки твэлов из стали)
Загрузка урана-235, кг	80	76	129
Достигнутая энерговыработка, Мвт·ч	492 000	340 000	540 000
Максимально возможная энерговыработка, Мвт·ч	560 000	550 000	660 000
Максимально возможная длительность работы ледокола на полной мощности с одним комплектом загрузки, ч	8 600	8 500	10 000

Проверена работоспособность мощной атомной энергетической установки в тяжелых условиях Арктики. Анализ полученной информации позволил наметить пути упрощения установки и удешевления ее за счет выявившейся возможности значительного сокращения резервирования и объединения некоторых систем. Очень интересны данные по работоспособности активных зон, их фактическому энергозапасу, изменению характеристик топлива и органов регулирования в течение кампании, которые нельзя получить ни на критических сборках, ни при петлевых испытаниях, а только в результате выжигания зоны в целом, с реальными искажениями нейтронных полей, с реальным характером изменения нагрузок. Этот материал представляет очень большой интерес для разработки усовершенствованных активных зон.

Приобретен большой опыт по поддержанию водного режима первого и второго контуров атомной установки, в особенности по способам предотвращения попадания солей заборной воды в эти контуры. Наличие на борту прекрасно оснащенных химической и радиохимической лабораторий позволило провести широкие исследования и отработать сравнительно простые средства, обеспечивающие хорошее качество воды во всех контурах энергетической установки.

При проектировании большое внимание уделялось мерам по обеспечению бесперебойности электропитания механизмов и систем подачи во льдах охлаждающей воды, которую энергетическая установка потребляет в большом количестве — до 400 л в 1 ч на 1 л. с. Эксплуатация подтвердила важность принятых мер. Были также усовершенствованы системы, значительно повышена их живучесть. Очень важные эксплуатационные данные получены по гребной электроэнергетической установке, корпусным конструкциям и судовым системам.

Длительная эксплуатация атомной паропроизводительной установки на ледоколе дала возможность всесторонне оценить не только ее работоспособность в различных условиях плавания, но и все другие аспекты применения на транспортном судне, в том числе вопросы базового обслуживания, радиационной безопасности в портах и море и др.

Постройка атомного ледокола открывает широкие возможности в развитии атомного гражданского флота. В настоящее время разрабатываются проекты новых, еще более совершенных ледоколов на атомной энергии.



ФУНДАМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ

УСКОРИТЕЛИ ЗАРЯЖЕННЫХ ЧАСТИЦ

А. А. КОЛОМЕНСКИЙ, Е. Г. КОМАР,
С. М. РУБЧИНСКИЙ

Современные ускорители — сложные электрофизические установки, в которых заряженным частицам (ионам и электронам) сообщается большая кинетическая энергия. В зависимости от типа и масштабов ускорителя энергия может достигать различных значений — от нескольких мегаэлектронвольт до нескольких, а в отдельных случаях десятков гигаэлектронвольт. На конечной стадии ускорения с помощью различных физических процессов могут быть получены пучки вторичных заряженных частиц (мезонов, антипротонов и т. д.) и незаряженных (нейтронов, γ -квантов).

В основном ускорители применяются для физических исследований в области ядерной физики и физики элементарных частиц, поскольку развитие этих областей науки связано главным образом с изучением взаимодействия различных частиц большой энергии с атомными ядрами и между собой. С каждым новым порядком величины энергии, которую удавалось достичь на ускорителях, открывались новые явления и закономерности, причем многие проблемы изучались на ускорителях с несравненно большей эффективностью и в более благоприятных условиях, чем при помощи космических лучей.

Работы, которые проводятся на ускорителях по определению основных характеристик мезонов и других элементарных частиц (заряда, массы, спина и др.), их свойств распада, а также по выяснению природы взаимодействия мезонов с нуклонами и между собой, весьма важны. Многие частицы, в частности антипротон, антинейтрон, так называемые странные частицы и резонансы, были впервые получены и исследованы на ускорителях.

Много дали ускорители для изучения структуры элементарных частиц, например протона. Результаты начавшихся экспериментов по определению структуры электрона и границ

применимости современной электродинамики будут иметь исключительное значение для развития теории.

Основная тенденция в развитии физики и техники ускорителей — повышение энергии ускоренных частиц. Это вызывается в основном двумя обстоятельствами: во-первых, для получения новых частиц нужна большая энергия, чтобы превысить порог их рождения, определяемый массой частиц (энергией покоя); а во-вторых, чтобы детальнее изучать пространственную структуру микрообъектов, следует переходить ко все более коротким волнам, т. е. к большим энергиям.

В течение нескольких лет крупнейшим в мире ускорителем был Дубненский (СССР) протонный синхротрон (синхрофазотрон) на энергию 10 Гэв. В настоящее время крупнейшими установками этого типа являются Брукхейвенский (США) ускоритель на 33 Гэв и Женевский (ЦЕРН) на 28 Гэв.

В 1967 г. будет закончено сооружение крупнейшего в мире протонного синхротрона на 70 Гэв в Серпухове (СССР). Использование частиц с энергией, превышающей более чем в два раза энергию существующих ныне ускорителей, позволит провести важнейшие исследования.

Наряду с увеличением энергии повышают интенсивность пучков ускоряемых частиц, что дает возможность сократить время эксперимента, исследовать новые редкие явления и получить мощные потоки вторичных и третичных частиц.

В настоящее время лучшие ускорители имеют интенсивность порядка 10^{12} частиц за один цикл работы установки. Стремятся получить интенсивность более 10^{13} частиц в импульсе. Крупные протонные ускорители дают десятки импульсов ускоренных частиц в минуту.

В исследовательских физических лабораториях частицы высоких энергий, полученные на ускорителях, транспортируются далее в экспериментальные залы, монохроматизируются, очищаются от нежелательных примесей и направляются в устройства, где процессы, связанные с взаимодействием частиц, регистрируются чаще всего фотографированием. Наиболее совершенный, но весьма сложный метод регистрации процессов взаимодействия — фотографирование треков — следов, которые частицы оставляют после себя в так называемых пузырьковых камерах. Треки — это цепочки мелких пузырьков во вскипающей жидкости (жидкий водород, пропан, фреон и др.). С успехом используются и искровые камеры, где анализируемая частица оставляет после себя след в виде цепочки мелких разрядов — искр.

Пузырьковые и искровые камеры нередко представляют собой сооружения не менее сложные, чем сам ускоритель, и стоимость комплекса оборудования экспериментальных залов может превышать стоимость самого ускорителя. Таким образом, современные лаборатории физики высоких энергий — сложный комплекс различных электрофизических устройств.

Для электрофизической аппаратуры характерно применение сильных магнитных полей, распределенных во времени и пространстве по точно заданным законам, мощных программированных систем питания электромагнитов, а также высокого и сверхвысокого вакуума и криогенной техники, мощных радиотехнических устройств и сложной электронной техники.

Дальнейшее развитие важнейших областей физики стимулирует развитие и совершенствование ускорителей. Вместе с тем существенный прогресс в области ускорителей, достигнутый за сравнительно короткий срок, стал возможным только на основе применения новейших достижений физики и техники. Советские физики и инженеры внесли важный и общепризнанный в мировой науке вклад в создание и развитие современных ускорителей.

В Советском Союзе разрабатывают и проектируют различные типы ускорителей. Некоторые современные циклические ускорители и новые методы ускорения зародились и получили развитие в Физическом институте им. П. Н. Лебедева (ФИАН). Разработка, проектирование и в значительной степени наладка

основного оборудования ускорительных установок различных видов, типов и энергий в основном сосредоточены в Научно-исследовательском институте электрофизической аппаратуры им. Д. В. Ефремова (НИИЭФА). В Радиотехническом институте АН СССР (РАИАН) были созданы высокочастотные ускоряющие системы крупных протонных синхротронов в Дубне, Москве и Серпухове и радиотехническая система Дубненского синхротрона на 680 *Мэв*. Новосибирский институт ядерной физики (ИЯФСО) — ведущий в области создания накопителей заряженных частиц и установок на встречных пучках. Харьковский физико-технический институт АН УССР (ФТИАН) внес большой вклад в развитие линейных ускорителей (протонных и электронных). Московский институт теоретической и экспериментальной физики (ИТЭФ) построил ускоритель на 7 *Гэв* с жесткой фокусировкой, прототип ускорителя на 70 *Гэв*, строящегося в г. Серпухове.

Разработка физических заданий и расчет режимов работы для Дубненского синхротрона на 10 *Гэв* была проведена под руководством В. И. Векслера. Физические задания для Московского протонного синхротрона на 7 *Гэв* и Серпуховского синхротрона на 70 *Гэв* разработаны В. В. Владимирским и др., для Ереванского электронного синхротрона на 6 *Гэв* — под руководством А. И. Алиханяна, для Харьковского линейного ускорителя на 2 *Гэв* — А. К. Вальтером и др.

Сложные ускорительные установки оснащаются отечественным оборудованием. Первым стал изготавливать крупные ускорители Ленинградский завод «Электросила».

В последние годы ускорители сравнительно низких энергий, порядка 1—10 *Мэв*, начали эффективно использоваться в промышленности, сельском хозяйстве и медицине.

УСКОРИТЕЛИ ПРЯМОГО ДЕЙСТВИЯ

В ускорителях прямого действия заряженная частица движется в постоянном электрическом поле. Измеренная в электронвольтах энергия, которую получает частица с зарядом, равным заряду электрона, численно равна измеренной в вольтах разности потенциалов между началом и концом пути частицы.

Ускорители прямого действия классифицируются по типам высоковольтных генераторов. В качестве генераторов в ускорителях НИИЭФА применяются импульсные трансформаторы с напряжением до 800 тыс. *в*, каскадные генераторы до 2,5 млн. *в*, резонансные трансформаторы до 1 млн. *в* и генераторы Ван де Граафа на напряжение 5 млн. *в* (рис. 1). Использование специальной схемы, при которой заряд частицы в процессе ускорения меняет свой знак, дает возможность удвоить и даже утроить энергию частиц при заданном напряжении генератора. Так, тандем-ускорители Ван де Граафа, разработанные НИИЭФА на энергию 10 и 20 *Мэв*, имеют напряжение генераторов соответственно 5 и 10 млн. *в*. Диаметр котла высокого давления, в который заключен ускоритель на 20 *Мэв*, равен 5,5 м, а длина 20 м.

В сжатом газе, где электрическая прочность промежутков выше, чем при атмосферном давлении, оказывается возможным в этих габаритах разместить генератор с напряжением 10 млн. *в*. Все ускорители прямого действия с энергией более 1 *Мэв* осуществляются в закрытом исполнении при давлении 12—20 *атм*.

Генераторы Ван де Граафа на энергию 2,5 и 5 *Мэв* применяются для исследований по физике низких энергий. Они имеют очень высокие стабильность энергии и монохроматичность пучка ускоренных частиц, практически недостижимые на ускорителях других типов. Стабильность и монохроматичность могут поддерживаться с точностью порядка 0,01 %, а в специальных случаях — с еще более высокой точностью.



Рис. 1. Ускоритель Ван де
Граафа на энергию 5 Мэв
(ЭГ-5).

В Институте ядерной физики Сибирского отделения АН СССР разработан резонансный трансформатор на энергию $1,5 \text{ Мэв}$ при мощности пучка 10 квт , предназначенный для практических целей.

ЦИКЛИЧЕСКИЕ УСКОРИТЕЛИ

В циклических ускорителях частицы, совершая сотни, тысячи и даже сотни тысяч оборотов, проходят соответствующее число раз одни и те же ускоряющие промежутки. Для получения круговых траекторий используется магнитное поле достаточно большой напряженности, поэтому главной составной частью любого циклического ускорителя служит электромагнит той или иной конфигурации.

Первый циклический ускоритель — циклотрон — был разработан и сооружен в 1930—1931 гг. Лоуренсом и его сотрудниками в Калифорнийском университете (США). Первым в Европе был запущенный в 1937 г. циклотрон Радиевого института в Ленинграде. Циклотрон — это резонансный ускоритель: время одного оборота частицы равно периоду изменения высокочастотного ускоряющего электрического поля, создаваемого между специальными электродами (дуантами). В циклотронах ускоряются тяжелые частицы — протоны, дейтроны, α -частицы, как правило, до энергий порядка десятков мегаэлектронвольт.

Крупнейший в мире циклотрон для ускорения многозарядных ионов, предназначенный для получения трансурановых элементов, разработан в НИИЭФА и установлен в Дубне. Диаметр его полюсов 310 см (рис. 2).

Рис. 2. Циклотрон для ускорения многозарядных ионов с диаметром полюсов 310 см .

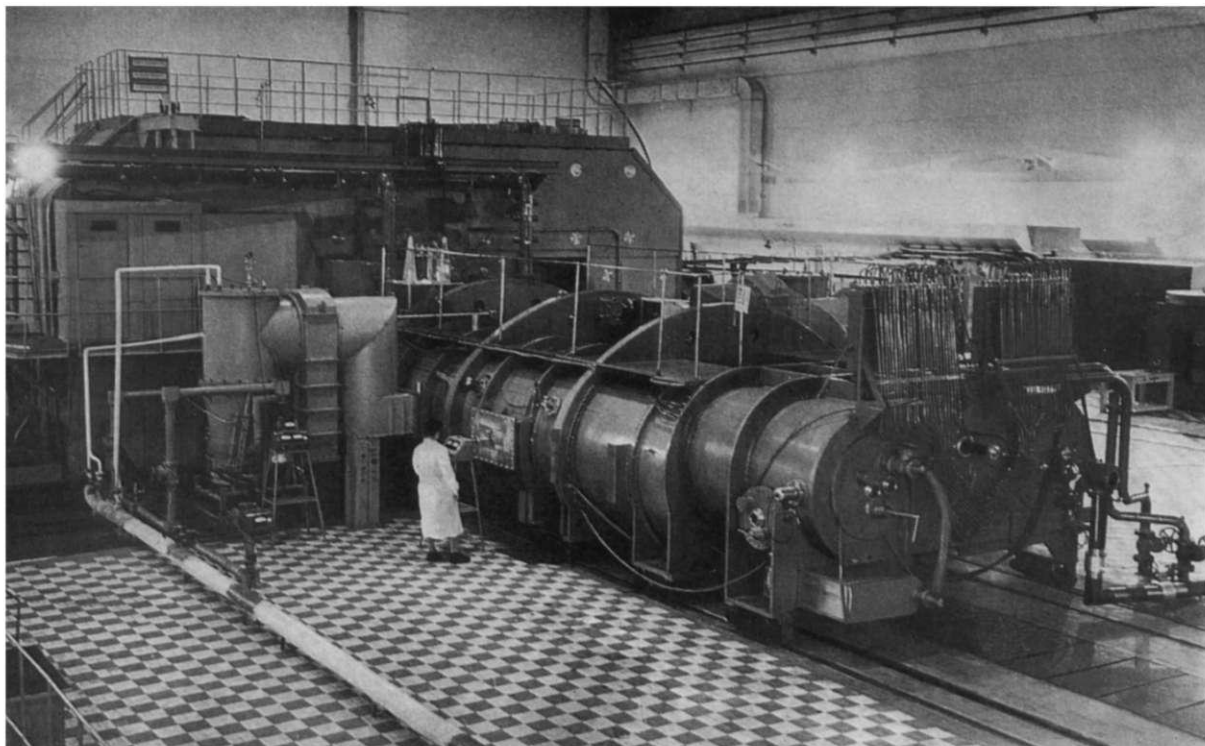




Рис. 3. Синхроциклотрон (фазотрон) на 680 Мэв.

В НИИЭФА разработана серия классических циклотронов с диаметрами полюсов 120 и 150 см. На них получена предельная для этого типа ускорителей энергия протонов ~ 16 Мэв. Промышленностью выпущено несколько установок каждого типа для оснащения отечественных и зарубежных лабораторий.

Модифицированный циклотрон — изохронный циклотрон, или циклотрон с азимутальной вариацией магнитного поля, с плавно регулируемой энергией частиц и возможностью ускорения различных частиц в широком диапазоне величин масс и заряда — весьма важный инструмент научного исследования в области ядерной физики низких и средних энергий. Крупнейшим за рубежом циклотроном с азимутальной вариацией поля в настоящее время является ускоритель на 75 Мэв (Ок-Ридж, США). В производстве находится разработанный НИИЭФА циклотрон на рекордную для такого типа энергию 100 Мэв с плавной регулировкой энергии от 5 до 100 Мэв по протонам. В Советском Союзе в настоящее время работают изохронные циклотроны низких энергий в Дубне и в других институтах. Существует возможность дальнейшего повышения энергии изохронных циклотронов. Вероятно, предельное ее значение будет 600—700 Мэв.

Циклотроны, в том числе и изохронные, работают практически в непрерывном режиме. Интенсивность пучка в них на много порядков выше, чем в синхроциклотронах, из-за чего интенсивность вторичных частиц (мезонов) резко возрастает. Поэтому такие крупные изохронные циклотроны называют мезонными фабриками.

Другой вид циклических ускорителей, сыгравший важную роль, особенно на первой стадии их развития, — бетатрон. В отличие от циклотрона он при-

меняется для ускорения электронов вихревым электрическим полем, индуцируемым в результате изменения во времени охватываемого орбитой магнитного потока. При сооружении бетатронов на энергию порядка 100 Мэв и выше встречаются большие затруднения.

Бетатроны в СССР разрабатываются и выпускаются на Московском электрозаводе и в Томском политехническом институте.

Значительно увеличить энергию ускоренных частиц нельзя ни с помощью циклотронов, ни с помощью бетатронов. Для дальнейшего прогресса нужно было искать новые пути. В 1944 г. советский ученый В. И. Векслер предложил новые типы ускорителей, основанные на принципе автофазировки. То же самое независимо, но примерно на год позже, предложил американский физик Макмиллан.

Суть этого предложения состояла в следующем: отказаться от точного резонанса (синхронизма) между частотой обращения частицы и частотой изменения ускоряющего электрического поля. Оказалось, что при определенных нежестких условиях может автоматически поддерживаться такой режим движения частиц, при котором их энергия постепенно возрастает, совершая колебания около значения, соответствующего точному резонансу.

Открытие принципа автофазировки позволило разработать, а затем создать различные типы ускорителей: синхроциклотроны (фазотроны) — ускорители с постоянным во времени магнитным полем циклотронного типа и переменной во времени частотой ускоряющего поля; протонные синхротроны (синхрофазотроны) — кольцевые ускорители с переменной частотой ускоряющего поля и переменным во времени магнитным полем; электронные синхротроны — ускорители с переменным во времени магнитным полем и постоянной частотой ускоряющего поля. С создания этих установок начался новый этап в развитии ускорителей. Была повышена на два-три и более порядка энергия ускоряемых частиц.

Первый в нашей стране автофазирующий ускоритель — электронный синхротрон на 30 Мэв — разработан и создан в 1945—1947 гг. в ФИАНе. Поскольку на начальной стадии ускорения использовался индукционный режим ускорения, эта установка стала одновременно и первым в СССР бетатроном.

В Советском Союзе в 1949 г. началась эксплуатация разработанного НИИЭФА и РАИАН под руководством Д. В. Ефремова, М. Г. Мещерякова и А. Л. Минца синхроциклотрона (фазотрона) на энергию 680 Мэв . Этот фазотрон до сих пор является самым мощным и наиболее надежно работающим ускорителем такого класса. Этот ускоритель сооружен в Дубне и служит основной установкой Лаборатории ядерных проблем Объединенного института ядерных исследований (рис. 3).

Диаметр полюсов электромагнита постоянного тока этого ускорителя 6 м , зазор между ними 600 мм . Напряженность магнитного поля в центре зазора $16\ 800\text{ эс}$. Вес электромагнита 7000 т . Обмотки его питаются генератором мощностью около 1000 кВт . Между полюсами расположена вакуумная камера объемом 30 м^3 и однодуантная ускоряющая система, собственная частота которой меняется специальным переменным конденсатором (вариатором), с ротором диаметром около 1 м и весом 1 т .

Ускоритель работает регулярно по $150\text{—}155\text{ ч}$ в неделю. Максимальный ток внутреннего пучка ускоренных частиц 3 мка — наибольший ток для всех синхроциклотронов с энергией больше 200 Мэв . Рабочий ток $2,3\text{ мка}$. Выведенные 17 пучков протонов, в том числе поляризованных, нейтронов и μ -мезонов позволяют вести одновременно до десяти экспериментальных работ. Ускоритель снабжен также трактом фокусировки μ -мезонов, обеспечивающим высокую интенсивность пучка.

В конце сороковых годов группа физиков ФИАНа начала разработку полной теории движения частиц на разных этапах ускорения, которая должна



была лечь в основу проектирования беспрецедентного по тому времени ускорителя тяжелых частиц — протонов с энергией 10 Гэв . Выбор энергии диктовался различными соображениями, в частности стремлением заметно превысить пороговое значение рождения пары нуклон — антинуклон на нуклоне ($5,6\text{ Гэв}$).

В течение 1948—1950 гг. задача, поставленная перед физиками ФИАН, была в основном решена. Ими была показана и обоснована возможность получения протонов с энергией 10 Гэв в ускорителе типа синхрофазотрона с прямолинейными промежутками, выбраны основные параметры, составлено физическое обоснование проекта ускорителя и выданы технические условия на его узлы. На основании указанных заданий коллективы НИИЭФА и РАИАН разработали эскизные и технические проекты двух установок: протонного синхрофазотрона на 10 Гэв , намеченного к сооружению в Дубне, и модельного протонного синхрофазотрона на 180 Мэв .

Последняя установка была сооружена и запущена в ФИАНе в 1953 г. и в течение двух лет на ней были проверены наиболее важные выводы теории и даны рекомендации по улучшению отдельных узлов и осуществлению запуска Дубненского синхрофазотрона.

Пока шло проектирование и сооружение Дубненского синхрофазотрона, были решены многие электротехнические, радиотехнические, вакуумные и другие проблемы, что потребовало напряженной работы многих коллективов.

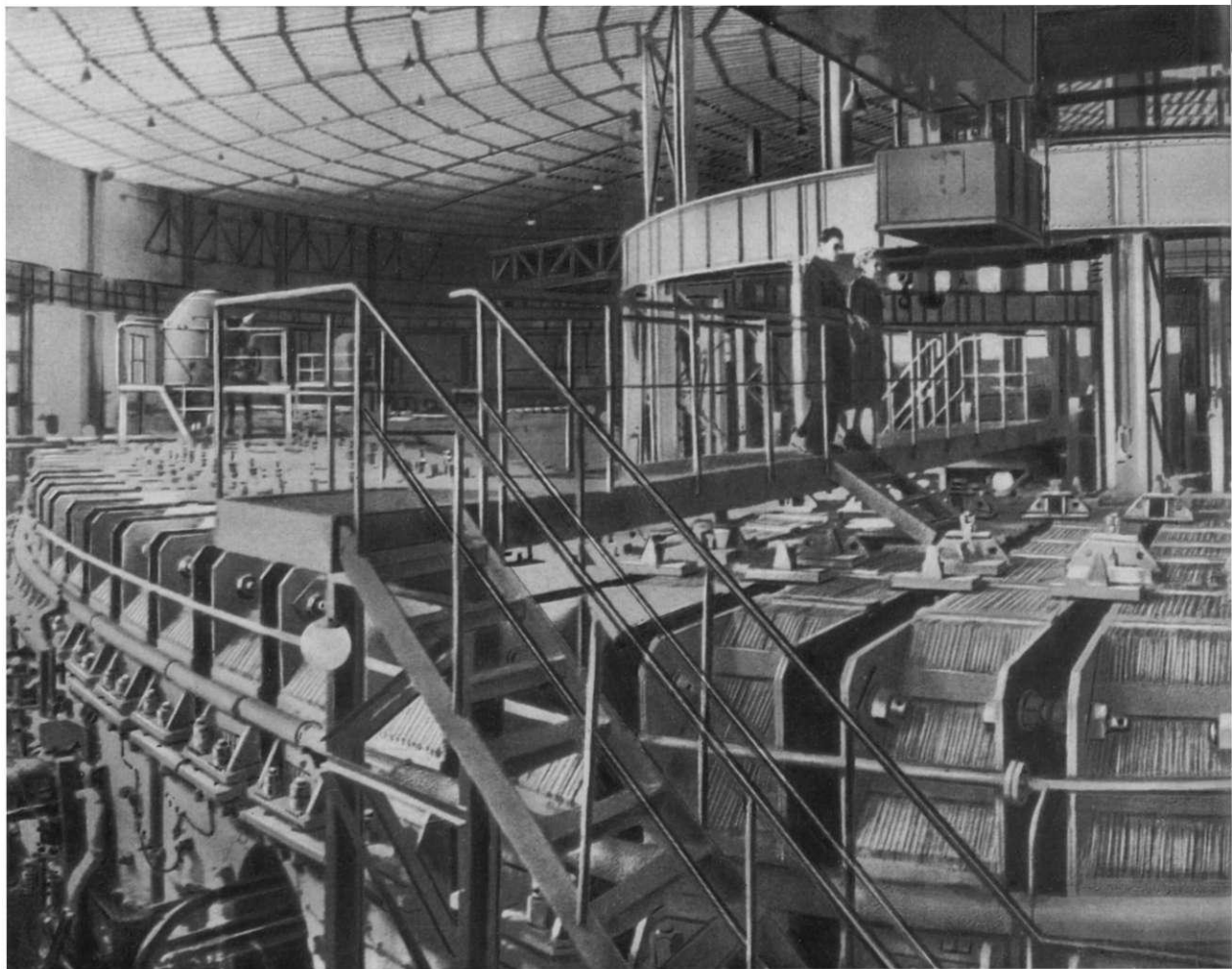
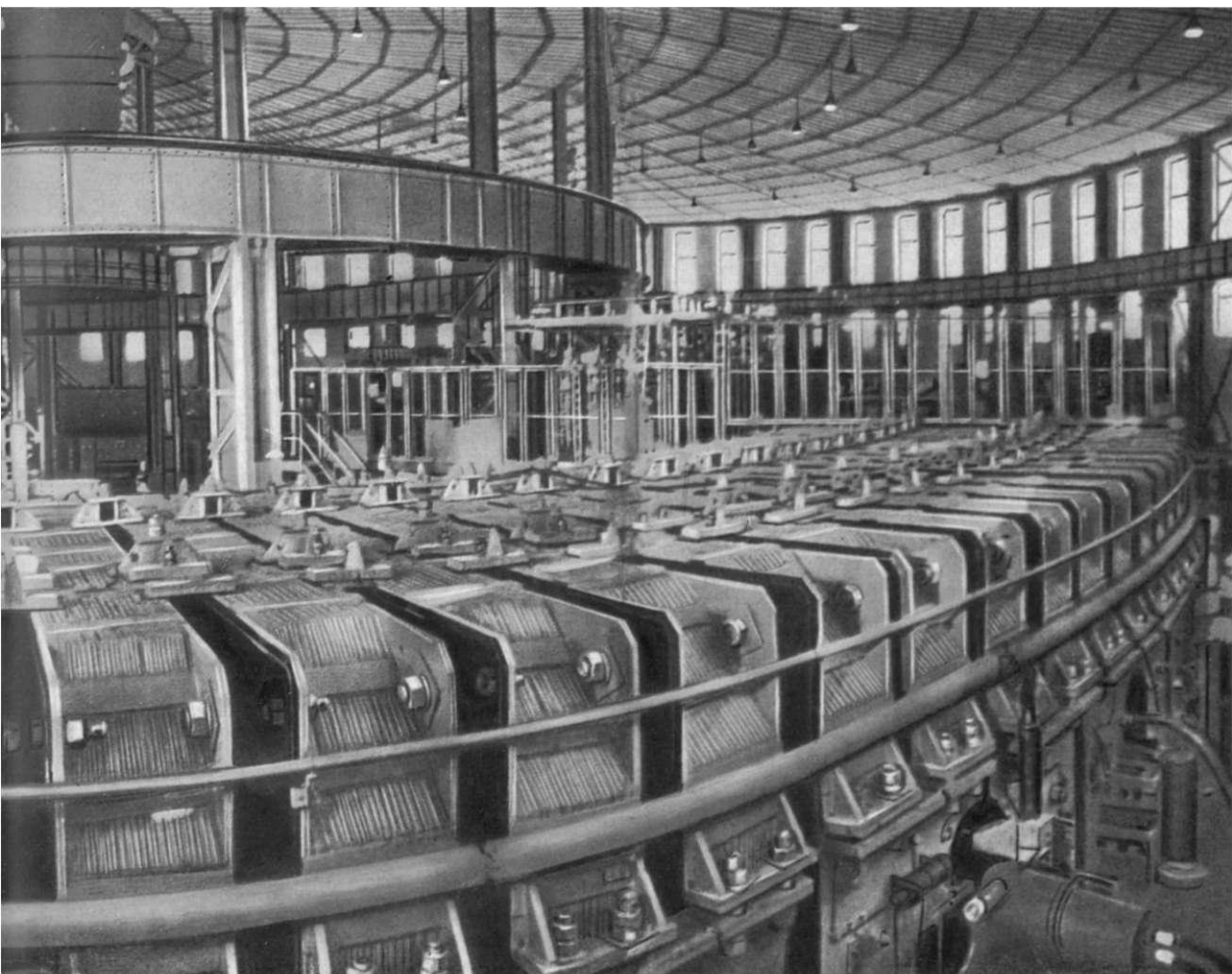


Рис. 4. Кольцевой электромагнит ускорителя

В феврале 1957 г. синхрофазотрон Объединенного института ядерных исследований был впервые введен в действие после окончания наладки (рис. 4). В апреле 1957 г. была получена проектная энергия протонов, равная 10 Гэв. В настоящее время интенсивность ускоренного пучка превышает 10^{10} протонов в импульсе.

О масштабах синхрофазотрона можно судить по следующим характеристикам: средний радиус орбиты 28 м, вес электромагнита вместе с обмотками 36 000 т, максимальная мощность системы питания электромагнита 140 000 квт, объем вакуумной камеры 160 м³, мощность высокочастотных ускоряющих устройств 400 квт.



протонного синхрофазотрона на 10 Гэв.

За время ускорения, равное 3,3 сек, частицы совершают 4,5 млн. оборотов и проходят путь длиной около 900 тыс. км со скоростью, близкой к скорости света.

Система питания электромагнита состоит из четырех генераторов переменного тока. Для выпрямления впервые применены игнитронные инверторы, позволяющие энергию, запасенную в электромагните, возвращать обратно в генераторы во время нерабочей части цикла. Генераторы имеют маховики весом по 55 т, благодаря которым энергия магнитного поля превращается в энергию маховых масс. При этом сеть питающей энергосистемы защищается от сильных толчков и получается значительная экономия электроэнергии.

Для ускорения частиц применена система в виде полой пролетной трубки. Ускоряющее напряжение (около 20 кВ) на этой трубке создается мощным 200-киловаттным резонансным усилителем, выходной контур которого автоматически настраивается с помощью ферритов на частоту возбуждающих этот усилитель колебаний. Система радиоэлектроники обеспечивает слежение частоты ускоряющего напряжения за напряженностью поля электромагнита с точностью, лучшей $\pm 1 \cdot 10^{-3}$.

За создание синхрофазотрона на 10 Гэв группе научных работников и инженеров была присуждена в 1959 г. Ленинская премия.

В 1961 г. в Институте теоретической и экспериментальной физики закончено сооружение первого в Советском Союзе протонного синхротрона с сильной фокусировкой на энергию 7 Гэв. При его проектировании была предусмотрена возможность проведения исследований, необходимых для сооружения более крупных ускорителей с сильной фокусировкой, в частности ускорителя на энергию 70 Гэв.

Вблизи Серпухова сооружается самый большой в мире протонный синхротрон с сильной фокусировкой на энергию 70 Гэв. Средний радиус орбиты протонов в этом ускорителе около 236 м.

Серпуховский ускоритель, очевидно, не будет предельной по энергии установкой. Уже в настоящее время за рубежом разработаны проекты ускорителей на 200 Гэв (США) и 300 Гэв (ЦЕРН). В Советском Союзе также ведутся работы по проектированию гигантских машин на 1000 Гэв в РАИАНе и НИИЭФА.

В проекте РАИАНа кибернетического ускорителя протонов на энергию до 1000 Гэв протоны, ускоренные в линейном ускорителе до энергии 800 Мэв и затем в промежуточном кольцевом ускорителе до энергии 18 Гэв, должны в течение 1 сек инжектироваться в основную ускоритель. В последнем 10^{13} протонов разгоняются до энергии 1000 Гэв за 1 сек. Несмотря на двадцатикилометровый периметр основного ускорителя, вес его электромагнита не должен превышать веса электромагнита ускорителя на энергию 70 Гэв. Уменьшение веса может быть достигнуто за счет автоматического регулирования параметров ускорителя в соответствии с информацией о поведении пучка в процессе ускорения.

Принципы построения такого кибернетического ускорителя были предложены в 1961 г. советскими учеными.

Для моделирования процессов в кибернетическом ускорителе на энергию 1000 Гэв в РАИАНе сооружена модель кибернетического ускорителя на энергию 1 Гэв. Электромагнит этого ускорителя весит только 16 т.

Наряду с разработкой и сооружением протонных ускорителей шло развитие электронных синхротронов. Уже в 1947 г. одновременно с созданием первого синхротрона на 30 Мэв в ФИАНе начались работы по проектированию синхротрона на энергию примерно 250 Мэв, достаточную для «фоторождения» π -мезонов. Он был пущен в октябре 1949 г. Энергия электронов была доведена затем до 280 Мэв*. Электромагниты обоих синхротронов спроектированы и изготовлены на Московском трансформаторном заводе.

В ФИАНе с 1959 г. работает электронный синхротрон на энергию 660 Мэв. Он представляет собой реконструированный ускоритель протонов, который использовался сначала как модель большого Дубненского синхрофазотрона.

В 50-х годах, когда начались разработки электронных синхротронов большого масштаба на энергии в несколько миллиардов электронвольт и выше, возникли весьма серьезные физические проблемы, связанные с влиянием релятивистского (синхротронного) излучения электронов на их движение в ускорителе, в частности, в связи с квантовыми флуктуациями излучения. В 1955—1957 гг. советские ученые развили теорию и показали, что излучение приводит к

* За создание синхротрона на 250 Мэв группе научных работников и инженеров присуждена Государственная премия 1-й степени.

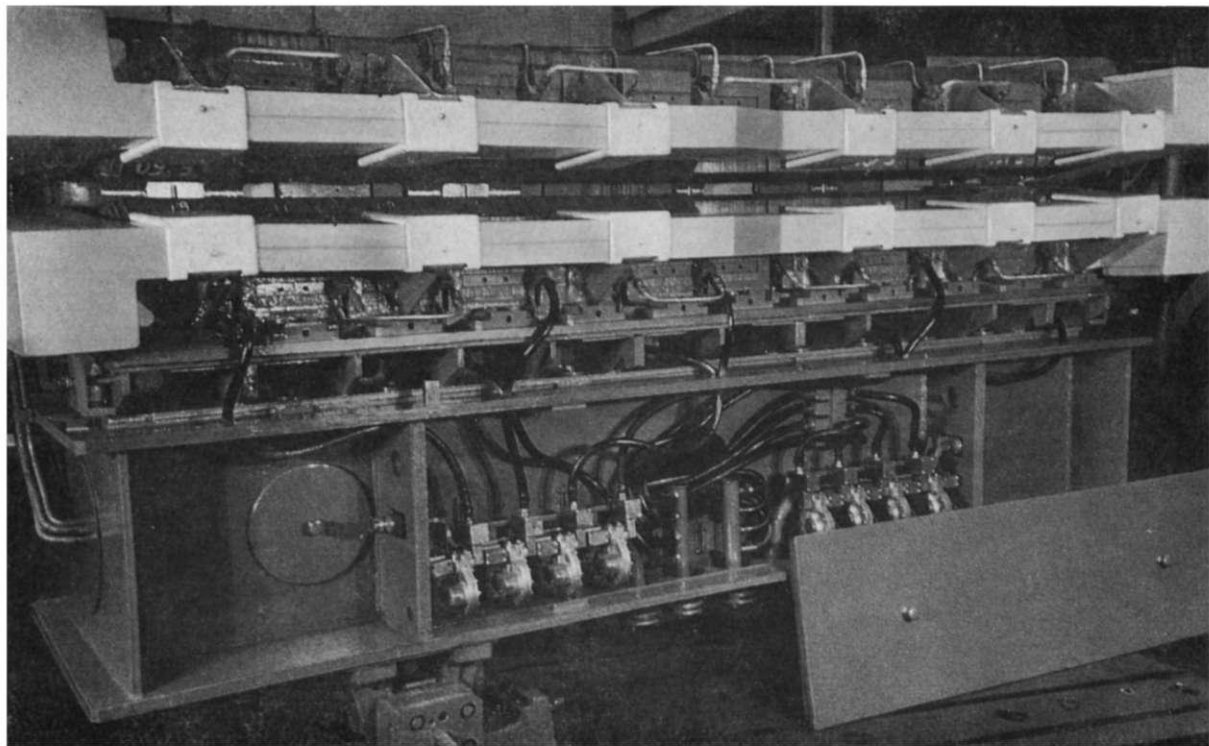


Рис. 5. Блок электромагнита электронного ускорителя на 6 Гэв.

появлению мощного радиационного трения, которое вызывает либо затухание, либо раскачку бетатронных и синхротронных колебаний в зависимости от типа магнитной системы ускорителя или накопителя.

В 1956 г. началась разработка физического задания, а затем и сооружение крупнейшего электронного синхротрона на энергию 6 Гэв для Ереванского физического института (рис. 5). Проект ускорителя и другого технологического оборудования разработан в НИИЭФА. Разработка и сооружение ускорителя потребовали решения сложнейших задач в области системы питания и ускоряющей системы ввиду большой частоты повторения импульсов и больших потерь энергии электронов на излучение (примерно 4 Мэв за оборот).

Инжекция в кольцевой ускоритель осуществляется линейным ускорителем с бегущей волной при энергии электронов 50 Мэв. Электромагнит состоит из 48 блоков общим весом 400 т. Средний радиус кольцевого магнита 34,5 м.

Для физики элементарных частиц большой интерес представляет изучение процессов, которые происходят при столкновении частиц большой энергии, движущихся навстречу друг другу (метод встречных пучков). При этом центр инерции сталкивающихся частиц остается в покое и вся их энергия используется в интересных для физического эксперимента эффектах — рассеянии, рождении новых частиц и т. п.

Достоинства метода встречных пучков известны давно. Однако эксперименты на встречных пучках ранее всерьез не рассматривались, поскольку плотность пучков частиц не могла идти ни в какое сравнение с плотностью неподвижной мишени. В 1956 г. на Первой международной конференции по ускорителям в Женеве выяснились новые возможности: используя достижения совре-

менной ускорительной техники и имея рациональную конструкцию ускорителя, можно рассчитывать на получение интенсивных пучков и вероятностей соударений, достаточных для экспериментальных целей. После конференции метод встречных пучков начал усиленно разрабатываться. Советские и зарубежные ученые предложили оригинальные системы для накопления больших циркулирующих токов релятивистских частиц и практической реализации метода встречных соударений. Было опубликовано большое количество работ по теории накопления частиц и устойчивости интенсивных пучков, а также по постановке экспериментов со встречными пучками.

Наибольший в СССР вклад в развитие метода встречных пучков сделан коллективом Института ядерной физики Сибирского отделения АН СССР под руководством Г. И. Будкера и А. А. Наумова*. Там были разработаны и сооружены две установки со встречными пучками — электронный накопитель ВЭП-1, рассчитанный на энергию 2×130 Мэв, и электрон-позитронный накопитель ВЭПП-2 на энергию 2×700 Мэв. На этих установках отработаны важные методические вопросы: эффективный выпуск и впук пучка, его индикация, достижение сверхвысокого вакуума, процесс получения позитронного тока. Исследованы также неустойчивости интенсивного циркулирующего пучка и средства их подавления.

В другом направлении проводились исследования в ФИАНе. Там был построен «симметричный» ускоритель, в котором могли осуществляться ускорение, накопление и встречные соударения пучков, вращающихся одновременно в противоположных направлениях. Установка, совмещавшая функции ускорителя и накопителя и рассчитанная на ускорение электронов в каждом пучке до 30 Мэв, была разработана, сооружена и запущена под руководством А. А. Коломенского, предложившего ее в 1956 г. Представляют интерес также эксперименты по накоплению электронных и позитронных пучков, осуществленные на синхротроне ФИАНа на 280 Мэв.

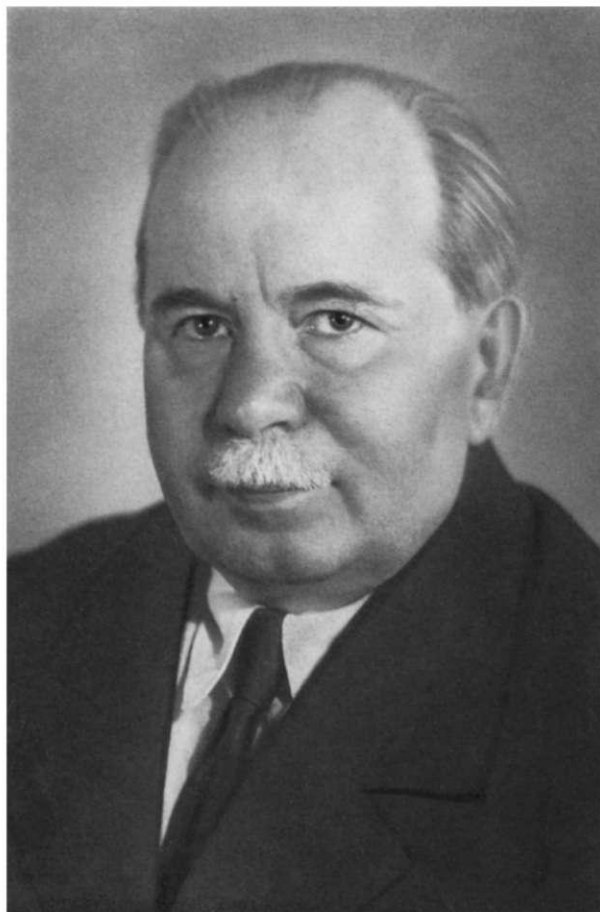
ЛИНЕЙНЫЕ УСКОРИТЕЛИ

Для научных исследований по физике высоких энергий применяются электронные линейные ускорители. Так как при ускорении электроны очень быстро, уже при энергии в несколько мегаэлектронвольт, достигают скорости, близкой к скорости света, то для их ускорения используется бегущая электромагнитная волна, которая распространяется вдоль медного круглого волновода. Для замедления ее фазовой скорости и доведения затем до скорости света волновод имеет внутренние диафрагмы. Обычно наружный диаметр волновода 100 мм, диаметр внутреннего отверстия в диафрагме 30 мм и шаг диафрагм 30 мм.

Крупнейший в СССР Харьковский линейный ускоритель электронов, разработанный НИИЭФА, имеет длину 250 м (рис. 6). Он состоит из 50 волноводных секций длиной 4,5 м каждая. Секции питаются клистронными постами с импульсной мощностью 1 Мвт при длине волны 10 см. Энергия ускоренных электронов 2 Гэв. В настоящее время в Харьковском физико-техническом институте АН УССР разрабатывается работа по программе физических исследований.

В НИИЭФА разработана серия линейных ускорителей электронов на бегущей волне, предназначенных для промышленных целей: это установки на энергию 35, 25 и 5 Мэв для медицинских целей; на энергию 15 Мэв и мощность 6 квт для терморадикационной вулканизации шин и др.

Протонные линейные ускорители по сравнению с циклическими ускорителями обладают простой системой ввода и вывода пучка и позволяют получать ускоренные пучки малого диаметра относительно большой интенсивности



и с малым энергетическим разбросом. Но их стоимость относительно велика. Поэтому их применяют главным образом в качестве инжекторов для синхрофазотронов и реже — как автономные экспериментальные установки.

В настоящее время в ряде стран построены линейные ускорители-инжекторы на энергии до 50 *Мэв*. Наиболее крупный из строящихся ускорителей этого класса — линейный ускоритель-инжектор для Серпуховского синхрофазотрона на энергию 100 *Мэв*, рассчитанный на ток ускоренного пучка 50 *ма*. Он состоит из трех резонаторов (с трубками дрейфа) длиной 22—30 *м*, в каждом из которых ВЧ-поле возбуждается импульсным генератором мощностью 5 *Мвт*.

В последние годы ведется интенсивная разработка вопросов, связанных с проектированием линейных ускорителей протонов на энергию 200 *Мэв* и выше, которые предназначены для работы в качестве инжекторов на кольцевых ускорителях на энергию 300—1000 *Гэв* или в качестве источников интенсивных мезонных пучков. Эти ускорители могут быть использованы и для замены действующих инжекторов с целью существенного повышения интенсивности пучка в работающих синхрофазотронах.

При известных методах ускорения протонов в линейных ускорителях до энергии 100—1000 *Мэв* требуется от нескольких единиц до десятков и сотен ускоряющих секций (резонаторов), в которых необходимо создать сильные ВЧ-поля и обеспечить синхронизацию их частоты, весьма точное фазирование

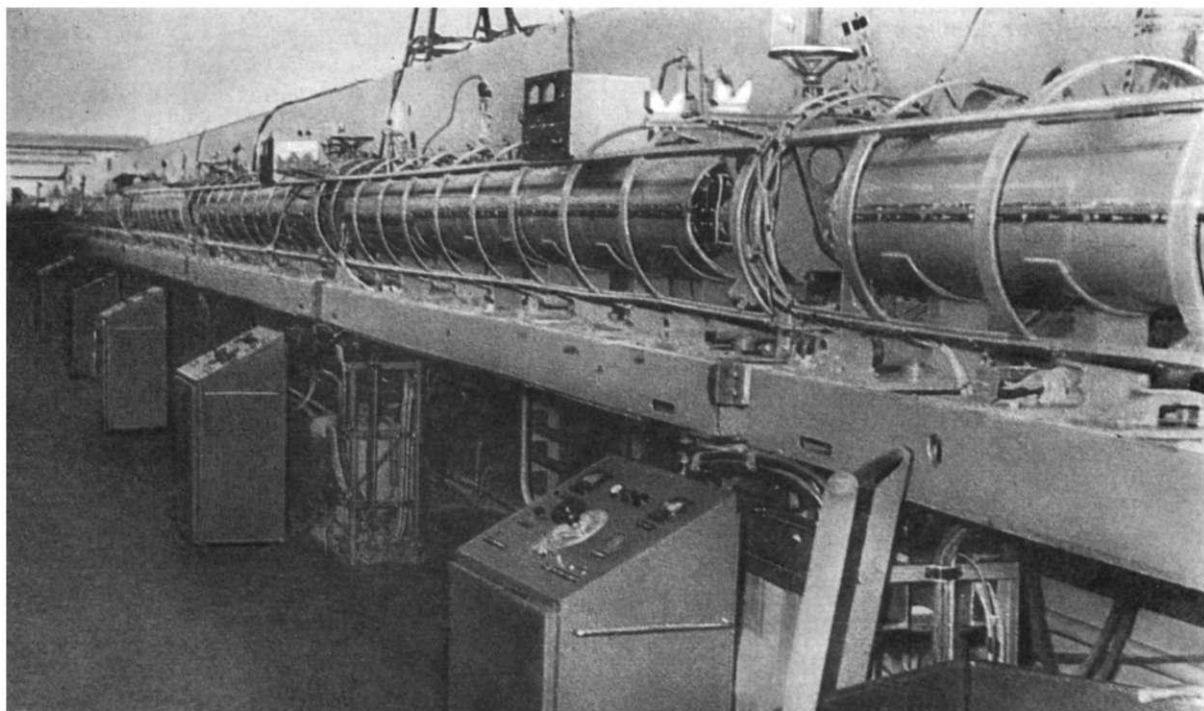


Рис. 6. Волноводные секции линейного ускорителя электронов на 2 Гэв.

и стабилизацию амплитуды. Кроме того, нужно с высокой степенью точности стабилизировать собственные частоты колебательных систем. Эти проблемы исследовались в РАИАНе, где были разработаны линейные ускорители протонов на энергии 24 и 100 Мэв и проектируются ускорители-инжекторы на энергии 200 и 1000 Мэв для кибернетического ускорителя на энергию 1000 Гэв.

НОВЫЕ МЕТОДЫ УСКОРЕНИЯ

Одновременно с проектированием и сооружением ускорителей в некоторых институтах разрабатывались новые методы ускорения. Большинство этих методов основано на использовании свойств электронной плазмы.

В когерентном методе ускорения, предложенном у нас в ФИАНе и в ОИЯИ, пучок протонов ускоряется вследствие увлечения его релятивистским электронным пучком. При этом должны быть выполнены условия когерентности, когда сила, действующая на данную частицу, оказывается пропорциональной общему числу частиц в сгустке. Модификация этого способа — ускорение сгустка плазмы электромагнитными волнами специальной конфигурации, при которой одновременно достигается когерентность и устойчивость ускорения.

Идея скомпенсированного стабилизированного электронного пучка (ИЯФСО) состоит в том, чтобы при помощи сильноточного циркулирующего электронного пучка получить сильное магнитное поле, служащее одновременно ведущим и фокусирующим при ускорении протонов. Кулоновское расталкивание электронного пучка должно компенсироваться добавлением определенного числа медленных ионов.

Применение в качестве линейных ускорителей плазменных волноводов, разрабатываемых сотрудниками ФТИАН СССР, имеет ряд преимуществ и может существенно повысить эффективность ускорения.

В связи с развитием квантовой электроники естественно встал вопрос об использовании ее достижений (лазеры, мазеры) для ускорения частиц. В Физическом институте АН СССР были предложены новые методы ускорения на основе обнаруженного там явления — авторезонанса между волной и частицей в магнитном поле. При этом отпадает необходимость в волноводной замедляющей системе, которую чрезвычайно сложно осуществить в лазерном световом диапазоне, и эффективное ускорение достигается при помощи свободной (плоской) электромагнитной волны.

Быстрый прогресс в области электронной плазмы и квантовой радиофизики позволяет надеяться, что перечисленные методы ускорения в ближайшие годы найдут себе применение. Следует указать и на большие возможности, которые открывает перед специалистами по ускорителям развитие методов получения сверхсильных магнитных полей (с помощью сверхпроводящих сплавов, взрывной техники и т. д.), а также применение сверхпроводящих резонаторов и волноводов.

ФИЗИКА ВЫСОКИХ ЭНЕРГИЙ

*А. М. БАЛДИН, В. П. ДЖЕЛЕПОВ, В. П. ЗРЕЛОВ,
Л. И. ЛАПИДУС, Л. В. ОКУНЬ, М. К. ПОЛИВАНОВ,
Е. Л. ФЕЙНБЕРГ, И. В. ЧУВИЛО, В. М. ШЕХТЕР*

ВВЕДЕНИЕ

Физику высоких энергий часто называют также физикой элементарных частиц, потому что содержание, вкладываемое в слова «высокие энергии», меняется с годами по мере создания все новых и более современных методов генерации и регистрации быстрых частиц. Главными же объектами исследований при высокой энергии оставались в течение почти полувека элементарные частицы.

Однако использовать название «элементарные частицы» можно тоже только условно. Легко было называть элементарными частицами единственные известные в 20-х годах частицы — устойчивые электрон и протон. Труднее применить этот термин в настоящее время к более чем двумстам быстрораспадающимся на другие частицы мезонам, резонансам, гиперонам и даже к протону и нейтрону, которые, как выяснилось, имеют довольно сложную пространственную структуру.

Все сказанное характеризует грандиозное развитие физики высоких энергий, или элементарных частиц, как бы мы ее ни называли. Главная задача этой отрасли физики — изучение структуры частиц, механизма их взаимодействия и превращений.

Необходимость повышения энергии при все более глубоком проникновении в область пространства, занятого частицей, определяется следующими двумя причинами.

Во-первых, если мы хотим наиболее полно изучить пространственную структуру частицы и свойства самого пространства, то, учитывая волновые свойства быстрой частицы, служащей зондом для исследователя, должны применять в качестве «снарядов» частицы со все меньшей длиной волны и, следовательно, большей энергией. Так, при изучении пространственного распределения электрического заряда и тока внутри протона и нейтрона бомбардирующи-

ми снарядами служили электроны, ускоренные до энергии 700 Мэв. При этом структура нуклонов была прослежена до расстояний $r \sim 2 \cdot 10^{-14}$ см. А чтобы проникнуть в область расстояний $\sim 10^{-15}$ см или менее, потребуются частицы с энергией в десятки и сотни раз больше.

С другой стороны, получать новые, не известные ранее частицы можно, только превысив энергетический порог их образования. Так как многие частицы рождаются парами и превышение над порогом нужно относить к системе центра инерции, то энергия должна не просто превышать массу покоя частицы, а быть существенно больше (например, для рождения антинуклона в соударении протонов налетающий на неподвижную мишень протон должен иметь энергию около пяти с половиной масс образующегося антинуклона). При одновременном же образовании многих частиц в одном акте, т. е. при еще больших энергиях, выявляются новые, интересные свойства механизма их генерации.

Для всей истории физики высоких энергий характерна одна общая закономерность. Сначала важные факты устанавливаются в общих чертах, иногда даже только качественно, при энергиях, которые в каждый данный момент времени следует считать сверхвысокими, т. е. недостижимых для ускорителей и встречающихся только в космических лучах. Так, в космических лучах были обнаружены позитроны (1932 г.), μ -мезоны (1936 г.), π и K -мезоны (1947—1948 гг.), гипероны (Λ , Σ — конец 40-х — начало 50-х годов). Было установлено множественное рождение сильно взаимодействующих частиц, найдены некоторые важные характеристики распадов обнаруженных неустойчивых частиц. На основании этих же экспериментов возникла идея странности, приближенно были установлены факты, ставшие впоследствии (после подтверждения большим статистическим материалом в опытах на ускорителях) исходными для открытия несохранения четности, и т. д. Однако все эти чрезвычайно ценные данные опытов с космическими лучами дают только приближенную картину основных свойств новых открываемых частиц. Они важны также как разведочные сведения, позволяющие ориентировать и оправдать работы по сооружению новых ускорителей соответствующих энергий.

Но только ускорители с мощными и контролируемыми потоками быстрых частиц определенной энергии дают возможность затем перейти к исчерпывающему исследованию свойств элементарных частиц. Объем получаемой в процессе такого изучения информации огромен. При этом всегда обнаруживаются какие-то новые факты, дающие кардинально новое представление о свойствах вещества.

Достаточно напомнить, что все короткоживущие резонансы, послужившие, в частности, основой для новых представлений о симметрии взаимодействий элементарных частиц, в принципе не могли быть обнаружены в космических лучах. То же можно сказать о несохранении комбинированной четности, процессах взаимодействия свободных нейтрино и, наконец, о всем огромном экспериментальном материале по взаимодействиям и превращениям частиц, на основе которого устанавливают законы, действующие в микромире. Все это могут дать только эксперименты на ускорителях.

Физика высоких энергий решительно изменила и обогатила наши представления о строении вещества.

Вне рамок простой схемы мира, состоящего только из «кирпичиков» двух сортов — электронов и протонов, раскрылось необычайное многообразие и сложность свойств самих этих частиц и многообразие новых сортов «кирпичиков». Главной научной проблемой в наши дни становится объяснение всего этого многообразия на основе немногих более фундаментальных, но пока не известных законов природы. Быть может, обнаружатся новые свойства пространства и времени. Загадочные проблемы в сфере самых первичных свойств пространства, времени и материи ставятся опытом непрерывно. Достаточно назвать сначала обнаруженное на опыте несохранение пространственной и зарядовой

четностей в слабых взаимодействиях и также экспериментально найденное несохранение комбинированной четности.

Кроме того, исследования с частицами высоких энергий дают научную базу для практического использования новых свойств вещества. Если в области самых высоких энергий прикладная сторона обнаруживается не сразу, то, учитывая опыт прошлых лет, можно быть уверенным, что она еще неизбежно проявится. В истории физики не было пока случая, чтобы обогащение наших знаний о свойствах материи не приносило новой большой практической пользы.

В связи с этим исследования по физике высоких энергий непрерывно в течение десятков лет развиваются у нас в стране быстрыми и все нарастающими темпами. Большую роль в создании базы для этих исследований сыграло открытие в 1944 г. так называемого принципа автофазировки частиц, позволяющего ускорять заряженные частицы практически до любых больших энергий.

В настоящее время наша страна располагает широко развитой сетью оснащенных современными ускорителями исследовательских учреждений, и вклад советских ученых в мировую науку об атомном ядре и элементарных частицах за прошлые десятилетия весьма весом.

Советский Союз располагает сейчас высококвалифицированными и многочисленными научными кадрами — физиками-экспериментаторами и теоретиками, конструкторами и строителями крупнейших сооружений, специалистами в области ядерной электроники и современной вакуумной техники, математиками и специалистами по автоматизации съема и обработки ядерной информации и т. д. Молодые поколения обладают подготовкой и способностями, позволяющими с уверенностью смотреть в будущее. Промышленность способна выполнять заказы на любое уникальное устройство. В области сверхвысоких энергий (космические лучи) начаты работы на установках самого современного уровня.

Фронт исследований физики высоких энергий весьма широк, однако все ее основные проблемы группируются вокруг теоретического и экспериментального изучения различных типов взаимодействий между элементарными частицами: сильного, слабого, электромагнитного и гравитационного. Последнее взаимодействие крайне слабое и поэтому пока считается несущественным при изучении процессов с участием элементарных частиц. Три же первых типа взаимодействий изучаются в настоящее время очень интенсивно.

СИЛЬНЫЕ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ ЭЛЕМЕНТАРНЫХ ЧАСТИЦ

С сильным взаимодействием физики встретились впервые при изучении ядерных сил. Очень быстро было установлено, что сильное взаимодействие доминирует на малых расстояниях, порядка 10^{-13} см и, в частности, отвечает за существование атомных ядер. На расстояниях, превышающих 10^{-13} см, оно быстро убывает, становясь практически несущественным уже для внутриатомных процессов.

В тридцатые годы изучение сильного взаимодействия ограничивалось, по существу, строением атомного ядра. Со второй половины сороковых годов в центре внимания оказались исследования на мощных ускорителях, которые позволяют получать частицы релятивистских энергий и изучать с их помощью явления, происходящие на крайне малых расстояниях.

В 1949 г. по инициативе и при неослабном внимании И. В. Курчатова в Дубне был построен самый мощный в то время в мире ускоритель — синхротрон, на котором сначала получили протоны с энергией 480 Мэв а в 1953 г. — с энергией 680 Мэв. Это позволило развернуть значительным фронтом исследования с частицами высоких энергий. Новый этап таких исследований начался после пуска в 1957 г. Дубненского синхрофазотрона, уско-

ряющего протоны до энергии 10 Гэв, и в 1961 г. московского (ИТЭФ) синхροфазотрона на 7 Гэв.

В 1956 г. на базе синхροциклотрона на 680 Мэв и синхροфазотрона на 10 Гэв был организован в Дубне Объединенный институт ядерных исследований (ОИЯИ). Исследования проблем физики высоких энергий на этих ускорителях ведут совместно ученые социалистических стран — участники Института.

Одновременно с экспериментальными работами осуществлялось интенсивное теоретическое исследование сильного взаимодействия элементарных частиц.

До сих пор не существует последовательной динамической теории сильных взаимодействий, столь же полной, как электродинамика. Поэтому после краткого периода, когда еще сохранялись надежды использовать для анализа сильных взаимодействий оправдавшие себя в электродинамике, но непригодные здесь методы теории возмущений, работа теоретиков развивалась по разным направлениям с целью достигнуть качественного понимания различных явлений и установить количественные соотношения между их характеристиками.

Общий характер сильных взаимодействий при умеренно больших энергиях (ниже 1 Гэв). Как уже отмечалось, одна из особенностей сильного взаимодействия — его короткодействие. Уже в середине тридцатых годов стало ясно, что оно связано с испусканием и поглощением частиц, масса покоя которых отлична от нуля. Первые из таких частиц, π -мезоны (пионы), были обнаружены в 1947 г.

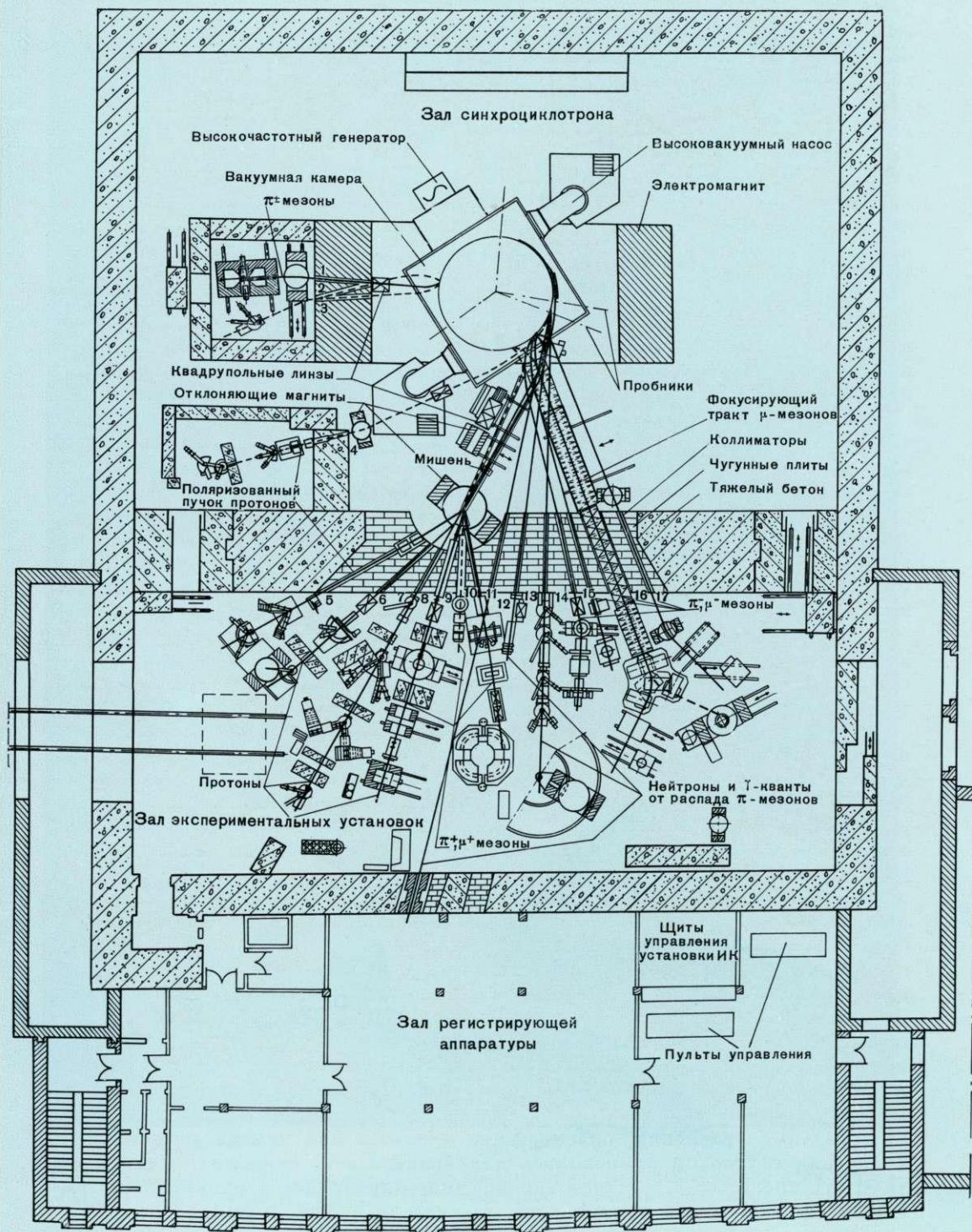
В настоящее время известно свыше 200 сильновзаимодействующих частиц — адронов, из которых 26 — долгоживущие. Сильное взаимодействие большинства нестабильных адронов изучено пока еще мало, но накоплен большой материал о взаимодействии нуклонов с нуклонами и π -мезонами.

В Советском Союзе (Дубна) первыми начались исследования с нейтронами высоких энергий. Уже в 1951 г. было экспериментально изучено упругое ($n - p$)-рассеяние при самой большой тогда энергии 400 Мэв и обнаружены важные особенности во взаимодействии нуклонов высоких энергий. В 1954—1955 гг. проводились количественные исследования ($p - p$)-рассеяния (до 660 Мэв) и было установлено резкое изменение характера рассеяния по сравнению с наблюдавшимся при энергиях 300—400 Мэв.

Советским физикам впервые удалось провести труднейшие исследования нейтрон-нейтронного взаимодействия при больших энергиях (до 600 Мэв). В результате всех этих исследований стали известны основные характеристики взаимодействия нуклонов. Оказалось, что ядерные силы между нуклонами имеют весьма сложную структуру во всей области энергий ниже 1 Гэв. Наряду с центральными существуют силы, зависящие от спинов частиц, а также так называемые тензорные силы. Практически ни один из компонентов ядерных сил не оказывается малым, что резко отличает сильные взаимодействия от электромагнитных, структура которых значительно проще.

С 1954 г. советскими физиками проводятся экспериментальные исследования процессов рождения пионов в нуклон-нуклонных и нуклон-ядерных столкновениях. Эти эксперименты служат базисом для основанного на законах сохранения феноменологического анализа механизма рождения пионов при различных энергиях сталкивающихся частиц (ОИЯИ).

Рис. 1. Схема пучков частиц высоких энергий от первого советского ускорителя — синхροциклотрона 680 Мэв (ОИЯИ). На этом ускорителе впервые было изучено упругое рассеяние нейтронов нейтронами при высоких энергиях и наиболее детально исследована изотопическая инвариантность ядерных сил; открыт и изучен β -распад π^+ -мезона и впервые наблюдали ядра отдачи от мюонного нейтрино; открыты до 50 новых радиоактивных изотопов различных элементов периодической системы Менделеева, двойная перезарядка пионов и т. д.; получены важные сведения о новом, μ -атомном состоянии материи. Ускоритель позволил выполнить много важных исследований в области физики элементарных частиц.



Создание на синхроциклотроне 680 *Мэв* (Дубна) пучков пионов позволило начать систематическое изучение взаимодействия пионов с протонами и дейтронами в области энергий от 140 до 400 *Мэв*. В ходе проведения этих опытов были получены сведения относительно основных черт пион-нуклонного взаимодействия и изучено первое резонансное состояние нуклона.

Следует заметить, что некоторые свойства резонансных состояний в пи-мезон-нуклонной системе (изобар) были подсказаны советскими теоретиками, пытавшимися объяснить опытные данные на основе развитых ими приближенных методов квантовой теории поля (И. Е. Тамм).

С 1956 г. осуществляется значительная программа исследования поляризационных эффектов, возникающих при рассеянии π -мезонов и нуклонов нуклонами, без анализа которых невозможно делать однозначные выводы из результатов экспериментов.

Экспериментальные данные по упругому и неупругому взаимодействию (с рождением пионов) нуклонов с нуклонами и π -мезонами при энергиях в сотни мэгэлектронвольт, полученные на синхроциклотроне 680 *Мэв* в Дубне, пользуются международным признанием и служат хорошим материалом для проверки теоретических представлений в области сильных взаимодействий.

Теоретическое описание взаимодействия π -мезонов и других элементарных частиц с дейтроном и легкими ядрами стало возможно благодаря разработке т. н. импульсного приближения, в рамках которого нуклоны внутри ядер считаются свободными и движущимися с заданным распределением по скоростям.

Для постановки и проведения экспериментальных исследований на мощных ускорителях частиц большое значение имела теоретическая разработка проблем, непосредственно связанных с проведением экспериментов. Советскими физиками было введено понятие полного опыта, т. е. совокупности экспериментов, необходимых для определения всех параметров, описывающих явление.

В ОИЯИ был также развит метод раздельного и совместного фазового анализа опытных данных по np - и pp -рассеянию с учетом неупругих процессов, и на основе обширных исследований получены важные сведения о взаимодействии нуклонов.

Отсутствие динамической теории сильного взаимодействия не позволяет получить полного описания явлений, изучающихся в различных экспериментах. Значительный прогресс в понимании сильных взаимодействий был достигнут с помощью теории дисперсионных соотношений. Эти соотношения вытекают из таких общих теоретических принципов, как причинность и релятивистская инвариантность. Советским физикам принадлежит заслуга первого доказательства дисперсионных соотношений для пион-нуклонного рассеяния и разработки теоретического аппарата, позволяющего получать и использовать дисперсионные соотношения для различных процессов (Н. Н. Боголюбов). Советскими физиками впервые дано доказательство дисперсионных соотношений для ряда неупругих процессов и проделана большая работа по различным приложениям дисперсионных соотношений (ОИЯИ, МИАН, ФИАН). Эти соотношения, с одной стороны, служат для проверки лежащих в их основе общих принципов теории. Так, было показано, что дисперсионные соотношения для рассеяния пионов нуклонами выполняются во всей доступной на ускорителях области энергий. С другой стороны, при некоторых дополнительных предположениях дисперсионные соотношения позволяют получать интегральные уравнения, описывающие процессы при низких энергиях. Эти уравнения с успехом применялись для анализа всех основных низкоэнергетических процессов с участием адронов (пион-нуклонное и пион-пионное рассеяние, форм-факторы нуклонов, фоторождение пионов и др.).

Однако этим не исчерпывается список приложений дисперсионных соотношений. С их помощью определен ряд параметров сильных взаимодействий. Для тех процессов, в которых существенны резонансные явления, дисперсион-

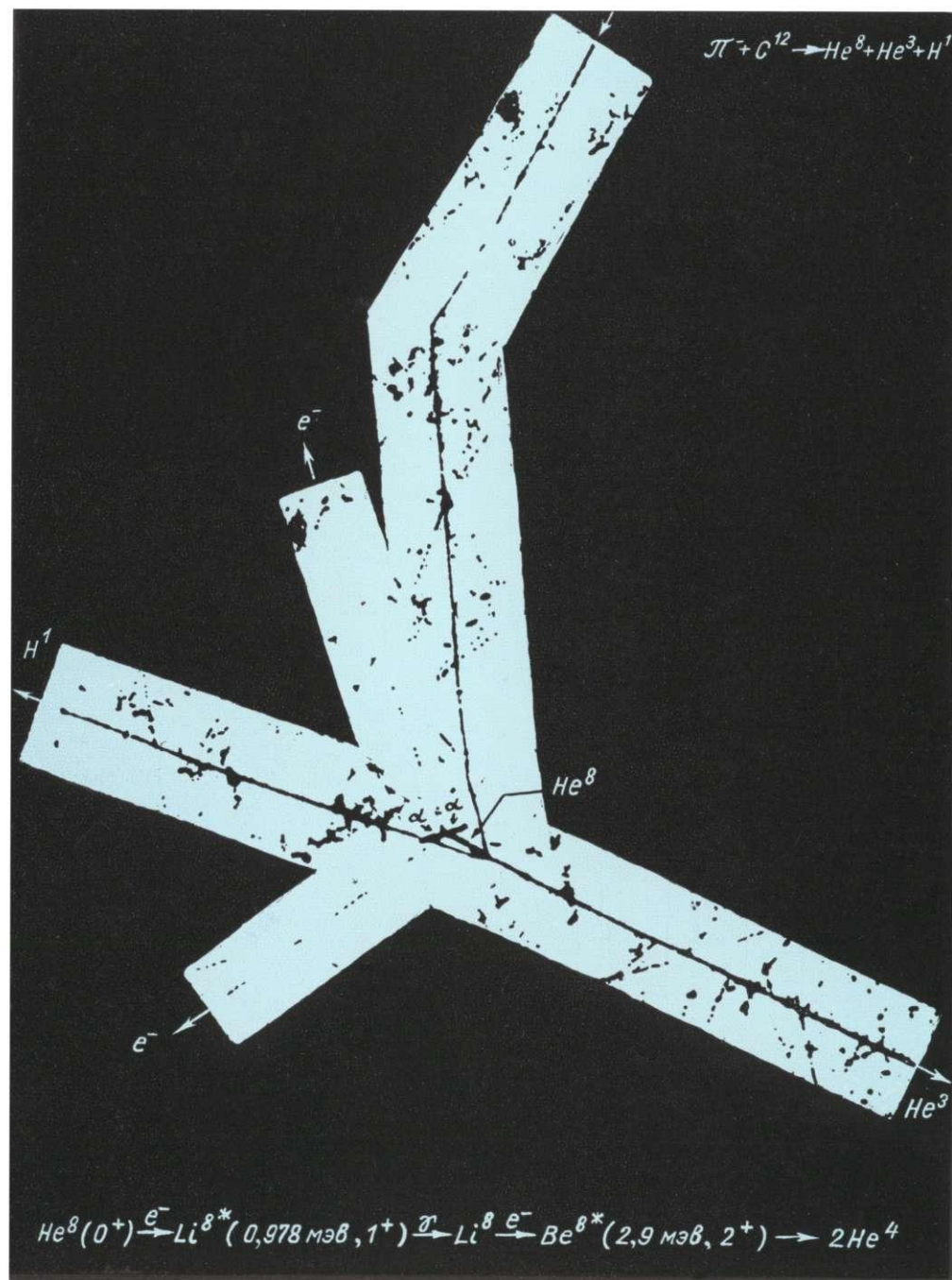


Рис. 2. Микрофотография, непосредственно доказывающая факт образования ядра сверхтяжелого изотопа гелия He^8 (ОИЯИ). He^8 образовался в реакции расщепления ядра углерода медленным π^- -мезоном [реакция: $\pi^- + C \rightarrow He^8 + He^3 + H^1(p)$]. Это ядро содержит самое большое число нейтронов, приходящихся на один протон, из всех известных в настоящее время ядер. Оно распадается по схеме: $He^8 \xrightarrow{e^-} Li^{8*} \xrightarrow{\gamma} Li^8 \xrightarrow{e^-} Be^{8*} \rightarrow 2He^4$. Существование изотопа He^8 было предсказано советскими учеными.

ные соотношения позволяют строить простые резонансные модели и коррелировать большую совокупность экспериментальных данных.

Изучение аналитических свойств многочастичных реакций по переданному импульсу позволило сформулировать процедуру для определения сечений взаимодействия нестабильных частиц при различных энергиях. С помощью этой процедуры во многих опытах были получены оценки сечения пион-пионного рассеяния.

Сильное взаимодействие при больших энергиях. После создания ускорителей частиц на энергии в несколько гигаэлектронвольт стали возможны исследования в совершенно новой области. Были открыты так называемые странные частицы (только некоторые из них были обнаружены ранее в космических лучах), затем их античастицы и исследованы их свойства. В частности, в 1960 г. был обнаружен антисигма-минус-гиперон (Дубна). Были также получены ценные количественные данные о процессах рождения странных частиц и проверено сохранение пространственной четности в таких процессах.

В последние годы интенсивно изучаются короткоживущие адроны, проявляющиеся как резонансные состояния элементарных частиц. Советскими физиками (ОИЯИ, ИТЭФ) сделан существенный вклад в исследование таких состояний. Отметим, например, обнаружение редких распадов резонансов типа $\omega \rightarrow \pi^0 + \gamma$, $\omega \rightarrow e^- + e^+$, а также открытие и изучение многочастичных и каскадно распадающихся резонансов в системах с несколькими π - и K -мезонами и нового резонанса, конечными продуктами распада которого являются Λ -частица и γ -квант.

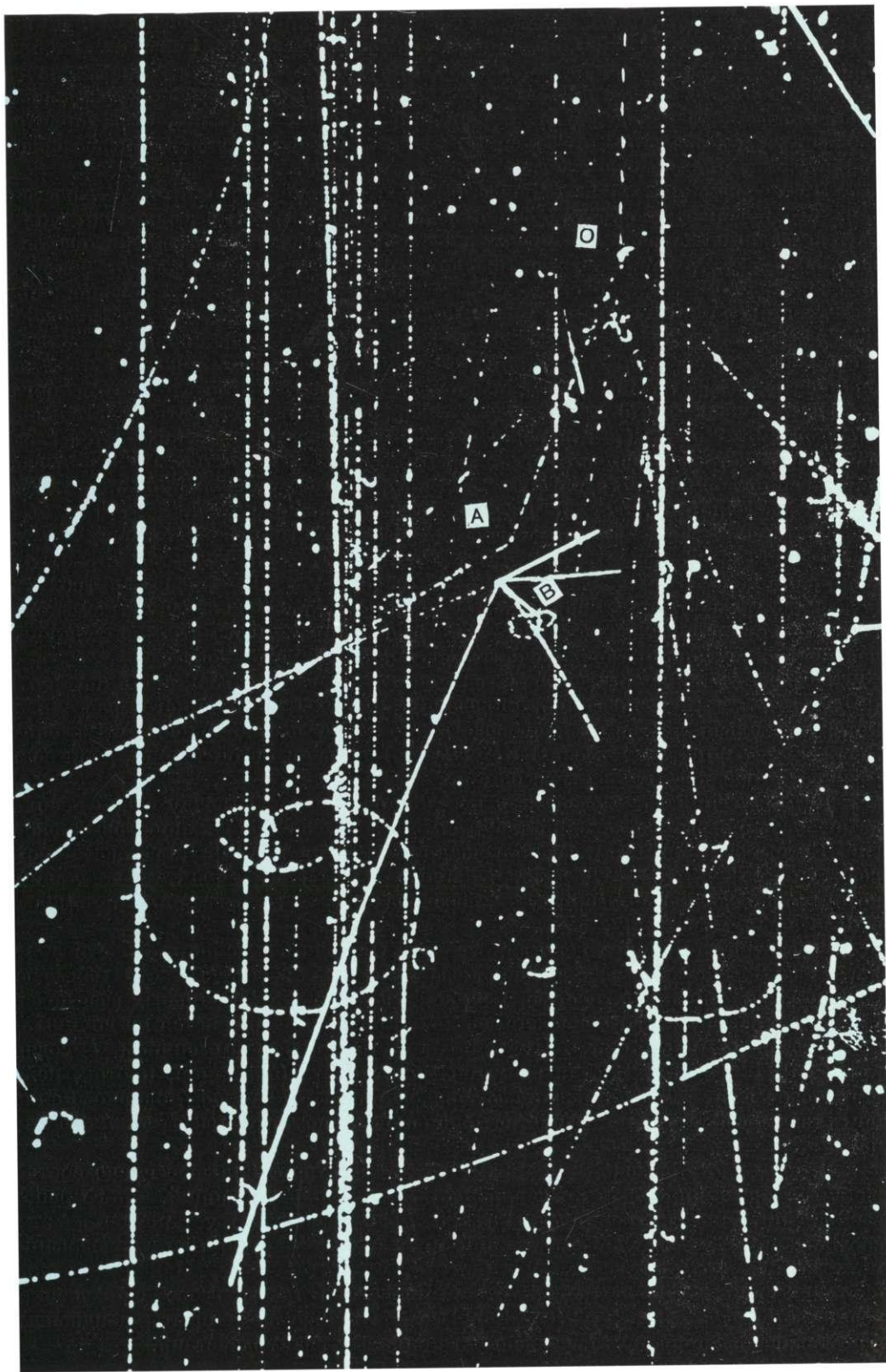
В экспериментах при высоких энергиях часто образуется большое число частиц (процесс множественной генерации). Советскими физиками была развита и усовершенствована статистическая теория таких реакций, а специальными опытами показана ограниченная применимость статистических методов для описания процессов рождения частиц при энергиях до 10 ГэВ и установлена заметная роль периферических соударений с малым изменением импульса при переходе от начальных частиц к конечным. При теоретическом исследовании периферических процессов удалось оценить амплитуды рассеяния с большим значением углового момента.

В последние годы достигнут существенный прогресс в понимании процессов, происходящих при очень больших энергиях сталкивающихся частиц. Важную роль в этом сыграло применение дисперсионных соотношений и изучение аналитических свойств амплитуд различных реакций, отражающих характер их зависимости от энергии, переданного импульса и углового момента. Советским физикам принадлежит ведущая роль в развитии этого направления.

Советскими теоретиками было показано, что существуют общие теоремы, связывающие амплитуды рассеяния частиц и античастиц в асимптотической области и устанавливающие асимптотические равенства между дифференциальными сечениями и поляризационными характеристиками различных процессов (ОИЯИ, ИТЭФ). Проверка этих соотношений и их следствий — важная задача будущих экспериментов на мощных ускорителях.

Основанное на общих свойствах теории предсказание о том, что максимум сечения упругого рассеяния возникает при рассеянии не только вперед, но и назад, подтверждено недавно опытами, проведенными в СССР и за рубежом. В широкой области энергий зависимость сечения рассеяния назад от энер-

Рис. 3. Фотография акта рождения и распада антисигма-минус-гиперона ($\bar{\Sigma}^-$), открытого в марте 1960 г. (ОИЯИ). Образование $\bar{\Sigma}^-$ -гиперона происходит в точке О при взаимодействии π^- -мезона высокой энергии с ядром углерода. $\bar{\Sigma}^-$ -гиперон распадается в точке А на π^- -мезон и антинейтрон. Точка В — место аннигиляции антинейтрона. ►



гии падающей частицы определяется обменом барионными резонансами. По виду этой зависимости можно определить четность резонансов. Советскими теоретиками показано, что свойства полюсов и других особенностей, характеризующих зависимость амплитуд различных реакций от момента количества движения, определяют поведение амплитуд при высоких энергиях. Сам характер углового распределения оказался при этом значительно сложнее ранее общепринятого в классической дифракционной картине.

При экспериментальном изучении в ОИЯИ упругого p -и NN -рассеяния было доказано существование действительной части амплитуды упругого рассеяния вперед при энергиях в несколько гигаэлектронвольт, что до осуществления таких опытов не предполагалось. Эти опыты имеют большое значение для проверки дисперсионных соотношений при высоких энергиях.

Теория реакций вблизи порога. Большие успехи достигнуты в исследовании реакций при сравнительно малых энергиях образовавшихся частиц. Еще в сороковых годах был развит широко используемый в настоящее время метод анализа процессов взаимодействия адронов при малых относительных энергиях. Было показано, что в этой области энергий рассеяние короткодействующими ядерными силами (так же, как и теория дейтрона) характеризуется всего двумя параметрами (длиной рассеяния и эффективным радиусом). К ним сводится вся информация о ядерных силах, которую можно извлечь из опыта. Для $(p - p)$ -рассеяния существен учет также и кулоновских сил.

При малых значениях импульса относительного движения двух частиц в конечном состоянии можно учесть их резонансное взаимодействие. Эта теория применялась к рождению мезонов вблизи порога. При рождении трех или более частиц картина становится сложнее, но уже сейчас задачу феноменологического описания трехчастичных процессов в зависимости от амплитуд двухчастичного рассеяния можно считать в принципе решенной.

Исследование энергетической зависимости сечения реакций типа $\pi^- + p \rightarrow n + \pi^+ + \pi^-$ позволяет определить длину пион-пионного рассеяния, которую нельзя измерить непосредственно из-за нестабильности π -мезонов. Эксперименты, проведенные в ОИЯИ (Дубна) на основе этой теории, дали возможность оценить длины рассеяния.

Для изучения взаимодействия нестабильных частиц между собой необходимо знать поведение сечений некоторых процессов вблизи пороговых энергий. Было показано, что в сечении реакции $\pi^- + p \rightarrow \Lambda^0 + K^0$ вблизи порога реакции $\pi^- + p \rightarrow \Sigma + K$ должен наблюдаться излом, характер и величина которого определяются амплитудой перехода $\Sigma K \rightarrow \Lambda K$ рассеяния при малых относительных энергиях.

Симметрия сильного взаимодействия. Одно из важнейших свойств сильного взаимодействия — зарядовая независимость, которую часто называют изотопической инвариантностью. При ее справедливости в сильных взаимодействиях сохраняется изотопический спин I и адроны разбиваются на группы — изотопические мультиплеты. Мультиплет с изотопическим спином I содержит $2I + 1$ частицу. Частицы внутри мультиплета (например, протон, нейтрон, мезоны π^+ , π^0 и π^-) различаются электрическим зарядом, однако в сильном взаимодействии их свойства одинаковы, поэтому массы таких частиц близки.

В силу изотопической инвариантности существует большое число соотношений между амплитудами и вероятностями различных реакций. Много работ, выполненных на синхротронном ускорителе 680 Мэв, посвящено установлению этих соотношений и их экспериментальной проверке, например при исследовании рождения π -мезонов в реакциях $np \rightarrow \pi^0 d$, $pp \rightarrow \pi^+ d$ и др. Наиболее строго изотопическая инвариантность была проверена на примере запрещенной реакции $d + d \rightarrow \text{He}^4 + \pi^0$ (ОИЯИ). Все без исключения опыты с адронами подтверждают зарядовую независимость сильных взаимодействий.

Открытие странных частиц и исследование законов их рождения и распадов привело к открытию нового квантового числа странности s (или гиперзаряда Y), сохраняющегося только в сильных и электромагнитных взаимодействиях.

Представление о приближенных симметриях, нарушаемых теми или иными взаимодействиями, послужило основанием для гипотезы так называемой унитарной симметрии [$SU(3)$, $SU(6)$], которая является приближенной (нарушенной) даже в сильных взаимодействиях.

Унитарная симметрия приводит к существованию супермультиплетов, объединяющих изотопические мультиплеты с различными значениями изотопического спина и странности.

Экспериментальное исследование резонансных состояний и их свойств (масс, магнитных моментов, спина, четности и т. д.) привело к установлению фактов, говорящих в пользу унитарной симметрии. Большой успех унитарной симметрии — открытие Ω -гиперона, масса которого в точности совпала с предсказанной. Однако вытекающие из унитарной симметрии соотношения между амплитудами различных реакций опытом не подтверждаются.

Гипотеза унитарной симметрии может быть сформулирована как модель, в которой все адроны состоят из так называемых кварков — частиц с дробным электрическим зарядом ($2/3$, $-1/3$, $-1/3$) и дробным барионным числом.

Такие частицы до сих пор не обнаружены ни в космических лучах, ни на ускорителях. Однако, независимо от того, существуют или не существуют свободные кварки, гипотеза кварковой структуры адронов оказывается весьма плодотворной. Она позволяет не только получать результаты, предсказываемые унитарной симметрией, но и строить простые динамические модели сильных взаимодействий. Ряд таких динамических моделей предложен и изучен советскими теоретиками [ОИЯИ, ФТИ (Ленинград)]. При этом получаются хорошо согласующиеся с опытом результаты для высокоэнергетического рассеяния адронов, магнитных моментов, структуры мультиплетов и т. д.

В последнее время в области симметрии сильных взаимодействий широко применяют методы, использующие аппарат дисперсионных соотношений и некоторые динамические предположения, такие, как алгебра токов или сверхсходящиеся правила сумм.

Советским теоретикам принадлежит инициатива в формулировке и применении метода сверхсходящихся правил сумм, с помощью которого получены согласующиеся с экспериментом результаты.

История развития исследований сильных взаимодействий весьма поучительна. Сначала наиболее важным было обнаружение нового, до того времени неизвестного типа сил, очень интенсивных, с коротким радиусом действия — ядерных сил.

В начальный период изучения этих сил казалось, что достаточно измерить сечения взаимодействия при некоторых значениях энергий и передаваемых импульсов, как можно будет восстановить потенциал нуклон-нуклонного взаимодействия, аналогично тому, как это сделал Резерфорд при изучении атома. Однако вскоре стало ясно, что теорию слабых возмущений нельзя использовать для анализа ядерных взаимодействий и что само понятие потенциала, зависящего только от координат, а не от скоростей, не имеет смысла при описании сильного взаимодействия.

Обнаружение странных частиц и огромного числа резонансов явилось для физиков совершенно неожиданным и резко изменило всю картину сильного взаимодействия. Открытие же изотопической инвариантности и унитарной симметрии привело к установлению некоторого порядка в систематике адронов. В этом плане современная ситуация напоминает положение в физике атома сразу после создания таблицы Менделеева, когда выяснились некоторые периодические закономерности, но их природа была еще непонятна. Нет сомнений,

что в ближайшем будущем станут известны новые соотношения между характеристиками различных частиц. Можно надеяться, что в результате более полного изучения закономерностей мира элементарных частиц мы придем к пониманию его свойств.

Огромные изменения произошли с теоретическими методами анализа сильных взаимодействий. Различные «классические» подходы, в том числе и такой, например, как теория возмущений, не смогли преодолеть колоссальных трудностей на пути развития теории. Интересные результаты получены при исследовании аналитических свойств амплитуд рассеяния по энергии, передаваемому импульсу и моменту количества движения. Этот метод особенно перспективен для анализа процессов при совсем высоких энергиях. Нет сомнений, что в этой области нас ожидают новые сюрпризы.

Двадцать — двадцать пять лет назад мы не знали глубокого смысла разделения всех взаимодействий частиц на сильное, электромагнитное и слабое, каждое со своими свойствами симметрии. И сейчас, когда в значительном числе вопросов имеется ясность, еще очень многое остается исследовать и узнать.

СЛАБЫЕ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ ЭЛЕМЕНТАРНЫХ ЧАСТИЦ

Слабое взаимодействие впервые было обнаружено в конце прошлого века, когда было открыто β -излучение. Как выяснилось впоследствии, оно представляет собой электроны, возникающие при распаде нейтронов в ядре:

$$n \rightarrow p + e^- + \nu.$$

Теория β -распада предложена Ферми в 1934 г. и создавалась по аналогии с теорией электромагнитного взаимодействия. Тогда же И. Е. Тамм построил на ее основе теорию β -сил между нуклонами и показал, что эти силы не могут быть ответственными за существование ядер («ядерными силами»). Вскоре эта теория стала прообразом других теорий взаимодействия ядерных частиц. За годы, прошедшие с того времени, сделано множество открытий в области слабых взаимодействий. Эти открытия явились результатом деятельности физиков разных стран. Советские физики внесли важный вклад, выполнив первоклассные экспериментальные и теоретические исследования.

Довоенные годы были посвящены исследованию β -распада атомных ядер. Некоторые эксперименты были выполнены для выяснения так называемых вариантов взаимодействия в β -распаде. С этой целью в отечественных лабораториях измерялись спектры электронов β -распада. Были предложены и начаты опыты по измерению ядер отдачи в процессе K -захвата, представляющего собой захват атомного электрона протоном ядра:

$$e^- + p \rightarrow n + \nu.$$

Основные проблемы. Теперь уже ясно, что в слабых взаимодействиях так или иначе участвуют все обнаруженные элементарные частицы. Известны различные свойства этих взаимодействий и, в частности, законы сохранения, которым они подчиняются. Однако мы до сих пор не знаем, все ли частицы обнаружены и нет ли в природе каких-либо частиц, играющих специфическую роль в этих взаимодействиях. Так, согласно некоторым теориям, предполагается существование частицы, переносящей слабое взаимодействие W -мезона. Мы не знаем, как ведут себя слабые взаимодействия при малых расстояниях между взаимодействующими частицами. Этот вопрос очень важен, потому что в исследованном интервале расстояний ($r \gtrsim 10^{-14}$ см) слабые взаимодействия быстро растут с уменьшением расстояния и, возможно, становятся вполне сильными при $r \sim 10^{-17}$ см. Наконец, точность, с которой проверены различные

свойства симметрии слабых взаимодействий, в некоторых случаях совершенно недостаточна.

Слабые взаимодействия π - и μ -мезонов. В 1947 г. были открыты π -мезоны, распадающиеся с испусканием более легких частиц — μ -мезонов (последние были открыты еще в конце 30-х годов, но свойства их не были изучены вплоть до открытия π -мезонов). Тогда же была выдвинута гипотеза об универсальном слабом взаимодействии, согласно которой распады π - и μ -мезонов и захват μ -мезонов ядрами обусловлены тем же слабым взаимодействием, которое ответственно и за β -распад. Эти процессы описываются схемами $\pi \rightarrow \mu + \nu_\mu$, $\mu \rightarrow e + \nu_\mu + \nu_e$, $\mu^- + p \rightarrow \pi + \nu_\mu$, где ν_e — электронное нейтрино, а ν_μ — отличное от него μ -мезонное нейтрино.

Лептонные и нелептонные распады. В конце 40-х годов с открытием K -мезонов и гиперонов семейство слабых процессов еще более выросло. Оказалось, что эти частицы также распадаются в результате слабого взаимодействия. К тому же выяснилось, что некоторые распады K -мезонов и гиперонов похожи на β -распад ядер и π -мезонов: в них также участвуют нейтрино, электроны и μ -мезоны — частицы, не обладающие сильными взаимодействиями и названные лептонами. Однако были обнаружены распады и без участия лептонов: распады K -мезона на 2π -мезона (θ -распад) и на 3π -мезона (τ -распад). При изучении 3π -распадов долгоживущих K_L^0 -мезонов советскими физиками в содружестве с учеными социалистических стран был обнаружен распад $K_L^0 \rightarrow 3\pi^0$ и измерены относительные вероятности различных 3π -каналов и трехчастичных лептонных каналов распадов K^0 -мезонов (ОИЯИ, ФИАН и МИФИ, ИФ, Тбилиси).

Существование нелептонных каналов распадов странных частиц (например, $\Lambda^0 \rightarrow p + \pi$) индуцировало опыты по изучению основных свойств реакций их рождения. В опытах на синхроциклотроне 680 Мэв (Дубна) было показано, что сечение реакции $p + n \rightarrow p + \Lambda^0$ на много порядков меньше сечений, обусловленных сильными и электромагнитными взаимодействиями (Б. М. Понтекорво). Этот важный опытный факт совместно с другими экспериментальными результатами и теоретическими соображениями привел затем к установлению правила, согласно которому странные частицы могут рождаться с большой вероятностью только парами, и к построению схемы изотопических мультиплетов, которая оказывается весьма плодотворной при описании многих свойств сильновзаимодействующих частиц.

Несохранение четности. В 1956 г. исследование θ - и τ -распадов K -мезонов привело к фундаментальному открытию. Было обнаружено, что в отличие от других типов взаимодействий слабые взаимодействия неинвариантны относительно зеркальных отражений и, следовательно, не сохраняют четности. Существенный вклад в эти исследования внесен советскими физиками-теоретиками. Несохранение четности означает, в частности, что в слабых процессах спин частиц направлен вдоль направления их движения. Такое поведение спина лептонов тщательно проверено советскими физиками в экспериментах по изучению спиральности μ -мезонов. Особенно ярко это проявляется у нейтрино, которые полностью продольно поляризованы. Нейтрино поляризованы против направления своего движения, а антинейтрино — по направлению движения. Экспериментальное доказательство нарушения пространственной четности (P -четности) в слабых взаимодействиях привело в конце 1956 г. в СССР и за рубежом к формулировке гипотезы о сохранении комбинированной четности (CP -четности) в этих взаимодействиях. Как выяснилось впоследствии (1964 г.), и закон сохранения комбинированной четности не абсолютен, хотя приближенно он с хорошей степенью точности выполняется во всех слабых процессах.

(V — A)-теория. В 1957 г. была предложена теория универсального слабого взаимодействия, согласно которой все слабые взаимодействия сводятся к вза-

имодействию с самим собой слабого тока, аналогично тому как электромагнитное взаимодействие заряженных частиц сводится к взаимодействию их электромагнитных токов. В рамках этой теории слабый ток состоит из двух частей. Одна, векторная (V), преобразуется так же, как электромагнитный ток, другая (A) — как аксиально-векторный.

Между слабым и электромагнитным токами имеются важные различия. Однако, несмотря на это, есть и много сходного, особенно между электромагнитным и слабым векторным токами. Еще в 1954 г. была рассмотрена гипотеза о том, что, подобно электромагнитному, слабый векторный ток сохраняется. Этим объясняются многие закономерности, обнаруженные в слабых взаимодействиях. Аналогия между слабым векторным и электромагнитным токами позволила вычислить вероятность очень редкого (относительная вероятность 10^{-8}) распада $\pi^+ \rightarrow \pi^0 + e^+ + \nu$. Обнаружение этого распада (ОИЯИ, Дубна), а затем измерения его вероятности и спектра позитронов в нем блестяще подтвердили теорию.

За истекшее десятилетие теория универсального ($V - A$)-взаимодействия подверглась всесторонней экспериментальной проверке.

Из большой серии экспериментальных работ, выполненных советскими физиками по этому кругу проблем, а также из исследований, проведенных совместно с учеными социалистических стран, следует отметить высокоточные измерения времени жизни нейтрона, а также угловых корреляций и поляризации частиц в β -распаде ядер (ИАЭ, Москва), в которых с большой точностью определены величины и знак отношения аксиально-векторной g_A и векторной g_V констант взаимодействия; изучение спектров и корреляций в трех-

Рис. 4. След ядра отдачи H^3 при рождении мюонного нейтрино ν_μ в реакции захвата отрицательного μ -мезона гелием-3 ($\mu^- + He^3 \rightarrow H^3 + \nu_\mu$). Наблюдение и изучение этой реакции (ОИЯИ) позволило сделать важный вывод о тождественности свойств электрона и μ -мезона и, таким образом, подтвердить справедливость универсальной теории слабого взаимодействия.





Рис. 5. Реакция синтеза двух ядер дейтерия, катализируемая отрицательным μ -мезоном (ОИЯИ). После остановки μ -мезона образовался мезоатом $d\mu$, в результате столкновения которого с дейтроном получилась мезомолекула $dd\mu$. В этой мезомолекуле произошла ядерная реакция синтеза

$$dd\mu \rightarrow \text{He}^3 + n + \mu^- \rightarrow e^- + \nu_\mu + \bar{\nu}_e.$$

Энергия реакции ($3,3 \text{ Мэв}$) передана нейтрону ($2,45 \text{ Мэв}$) и ядру He^3 ($0,86 \text{ Мэв}$), разлетевшимся в противоположные стороны. При этом μ -мезон получает такую малую энергию (несколько килоэлектронвольт, т. е. порядка мезоатомной энергии связи), что не успевает отойти на заметное расстояние от точки, в которой произошла реакция, и распадается с испусканием быстрого электрона и двух нейтрино.

частичных лептонных распадах K^+ - и K_L^0 -мезонов (K_{e3} -распадах) (ОИЯИ, Дубна), подтвердившее векторную природу взаимодействия, которое приводит к этому распаду K -мезонов; изучение углового распределения электронов от μ -распада (ИАЭ и ИТЭФ) и измерения параметра Мишеля в μ -распаде. Принципиально важные результаты получены при экспериментальном исследовании (ОИЯИ, Дубна) процесса μ -захвата ядрами. Так, при анализе характеристик захвата μ -мезонов ядром He^3 найдена величина псевдоскалярной константы $g_P = +(11^{+4}_{-3})g_A$. Изучение асимметрии в испускании высокоэнергичных нейтронов при μ -захвате в ядрах S^{32} и Ca^{40} показало существование эффектов, очень важных для понимания свойств слабых взаимодействий и ядерной структуры.

Ценные результаты получены в опытах по изучению различных μ -мезоатомных явлений, играющих важную роль в процессе ядерного захвата μ -мезонов (ОИЯИ).

Нечетные ядерные силы. Теория универсального $(V - A)$ -взаимодействия предсказала такие явления, как упругое рассеяние нейтрино на электроне

и нарушение P -четности в ядерных силах. Последний эффект очень мал. Однако выполненные в ИТЭФ (Москва) в 1964 г. эксперименты по захвату поляризованных нейтронов ядрами кадмия с последующим испусканием γ -квантов указывают на то, что он действительно существует. Нарушение P -четности в ядерных силах было блестяще доказано в 1966 г. опытами по измерению циркулярной поляризации фотонов, испускаемых при распаде ядер (ФТИ, Ленинград).

Изотопические правила отбора. Слабые токи нарушают закон сохранения спина I и закон сохранения гиперзаряда Y . Однако, по-видимому, это нарушение произвольно и подчиняется так называемым правилам отбора. Для взаимодействий лептонов с адронами они следующие:

$$\Delta Y = 0; \quad |\Delta I| = 1;$$

$$|\Delta Y| = 1; \quad |\Delta I| = 1/2; \quad \Delta Q = \Delta Y$$

(Q — электрический заряд системы).

Для нелептонных процессов экспериментально установлена справедливость правил отбора:

$$|\Delta Y| = 1; \quad |\Delta I| = 1/2.$$

Советские физики внесли значительный вклад в теоретическое обоснование правил отбора, а совместно с учеными социалистических стран и в экспериментальное изучение их в 3π -распадах и K_{e3} -распадах K_L^0 -мезонов (ОИЯИ и МИФИ). Эти правила, за исключением последнего, вытекают из составной модели элементарных частиц, в основе которой лежат три фундаментальных барионных поля. Результаты различных опытов и, в частности, по распадам K^0 -мезонов, находятся в хорошем согласии с этими правилами.

Унитарные правила отбора. С открытием в начале 60-х годов большого числа сильнодействующих частиц выяснилось, что изотопические мультиплеты группируются в свою очередь в еще большие семейства, получившие название унитарных супермультиплетов. В отличие от изотопической унитарная симметрия даже для сильных взаимодействий уже является сильнонарушенной. Поэтому на основе унитарной симметрии можно дать только приближенные теоретические предсказания. Проверка их представляет интерес для теории не только слабых, но и сильных взаимодействий. Полученные опытные данные, например по поляризации μ -мезонов (ИТЭФ, Москва), а также по спектрам и корреляциям в распаде $K_{\mu}^+ \rightarrow \pi^0 + \mu^+ + \nu$ (ОИЯИ), подтверждают предсказания унитарной симметрии о свойствах формфакторов, описывающих этот распад.

Два нейтрино. В конце 50-х годов возникло подозрение, что нейтрино, сопровождающие в слабых взаимодействиях μ -мезон и электрон, различны. Это предположение основывалось, в частности, на том, что на опыте не удалось обнаружить распады $\mu \rightarrow e\gamma$ и $\mu \rightarrow Ze$, поиски которых проводились как за рубежом, так и в Советском Союзе (ИТЭФ). Поэтому было предложено (Б. М. Понтекоров, М. А. Марков) провести опыты по взаимодействию с веществом энергичных нейтрино, полученных на ускорителях или имеющих в космическом излучении.

Выполненные за рубежом «нейтринные» опыты на ускорителе показали, что μ -мезонное и электронное нейтрино действительно различны. Экспериментально найденный в труднейших опытах (ИАЭ, Москва) запрет на существование двойного β -распада ядер Ca^{48} (время жизни больше $2 \cdot 10^{19}$ лет) дает веские указания в пользу справедливости закона сохранения лептонов.

Нарушение CP -инвариантности. В 1964 г. был обнаружен распад $K_L^0 \rightarrow \pi^+\pi^-$, существование которого противоречит сохранению CP -инвариантности. Для объяснения этого явления были предложены различные гипотезы и опыты по изучению свойств этого распада, в частности интерференционные

опыты в пучке нейтральных K -мезонов. Один из таких опытов (ИТЭФ, Москва, 1966 г.) в согласии с другими экспериментами подтверждает, что в распаде $K_L^0 \rightarrow \pi^+\pi^-$ действительно нарушается CP -инвариантность. Вопрос о механизме этого нарушения — один из наиболее важных в настоящее время вопросов физики элементарных частиц.

Роль слабых взаимодействий. Слабые взаимодействия играют важную роль в природе. Круг процессов, где они проявляются, непрерывно расширяется. Недавно выяснилось, например, что взаимодействие электронов с нейтрино существенным образом определяет характер астрофизических процессов. Слабые взаимодействия широко используются также для технических применений физики. Прежде всего это, конечно, вся огромная область использования естественных и особенно искусственных β -активных изотопов. Несколько лет назад было установлено, что μ -мезоны можно успешно применять для измерения идущих с большими скоростями химических реакций и т. д.

Теоретические исследования, начиная с работ, относящихся к середине 30-х годов, показали, что слабые взаимодействия на очень малых расстояниях довольно велики и, по-видимому, играют очень важную роль. В таком случае их роль может оказаться очень существенной при взаимодействиях частиц сверхвысоких энергий (10^{14} эв и выше).

ЭЛЕКТРОМАГНИТНЫЕ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ

С электромагнитными взаимодействиями человек сталкивается чаще всего. Они обладают неограниченным радиусом действия и в то же время достаточно интенсивны по сравнению со слабыми и гравитационными. Поэтому долгое время они были единственными известными из фундаментальных взаимодействий (т. е. взаимодействий, лежащих в основе структуры материи), и соответственно к настоящему времени наиболее изучены. Электричество и магнетизм, оптика, радиофизика, физика плазмы, рентгеновское и γ -излучения и многие другие относятся к электромагнитным взаимодействиям. Более того, электромагнитные взаимодействия играют решающую роль в структуре атомов и молекул. Однако, когда говорят об электромагнитных взаимодействиях в аспекте физики элементарных частиц, то имеют в виду, во-первых, открытие и разработку принципиально новых законов электромагнетизма, и, во-вторых, такие применения этих законов, которые позволяют получить информацию о структуре вещества в области предельно достижимых малых расстояний.

Советские физики внесли значительный вклад в разработку практически всех вопросов этой области исследований.

Фоторождение π -мезонов и комптон-эффект на нуклоне. После того как были выдвинуты основные идеи квантовомеханической теории взаимодействий электронов и фотонов — квантовой электродинамики, возникла проблема разработки ее аппарата, вывода экспериментально проверяемых следствий и проверки этих следствий. Советские физики приняли деятельное участие в решении этой проблемы. Большим достижением является построение квантовой электродинамики в конфигурационном представлении, создание метода функционалов Фока. Широко известны первые расчеты в рамках квантовой электродинамики (в частности, получение формулы Клейна — Нишины — Тамма, доказательство существенной роли состояний с отрицательной энергией в теории Дирака и др.). Экспериментальные исследования по проверке квантовой электродинамики в то время велись главным образом с фотонами и электронами космических лучей и радиоактивных излучений. При этом решающую роль сыграли эксперименты с камерой Вильсона, помещенной в магнитное поле (метод, разработанный и впервые примененный Д. В. Скобельцыным), и магнитными спектрометрами (А. И. Алиханов).

Естественные источники фотонов и электронов высокой энергии — космические лучи и радиоактивные изотопы — обладают массой неудобств: пучки их чрезвычайно мало интенсивны, а параметры пучков трудно контролировать. Поэтому развитие экспериментальной физики электромагнитных взаимодействий шло очень медленно. Настоящий переворот в этой области произошел после создания электронных ускорителей высоких энергий. Начало развития физики электромагнитных взаимодействий в нашей стране в ее современном понимании было положено созданием электронного синхротрона (ФИАН, Москва).

Синхротроны на энергию, достаточную для образования мезонов, были сооружены и запущены в одно и то же время в СССР и США (1949 г.). На этих синхротронах одновременно было открыто фоторождение мезонов, когда при попытке «разорвать» нуклон электромагнитным полем (фотоном) появились новые частицы (мезоны). Советские теоретики на самом раннем этапе этих исследований предсказали величины вероятностей процессов фоторождения, их энергетические и угловые характеристики, выяснили особую роль аномальных моментов нуклона, разработали теорию фоторождения мезонов на дейтерии и выработали программу исследований фоторождения мезонов в околопороговой области. Открытие фоторождения мезонов и обнаружение его основных закономерностей — большой успех теории.

В результате значительного комплекса экспериментов (ФИАН, Москва) были получены данные по фоторождению π -мезонов на водороде и дейтерии, которые на протяжении более десяти лет служили и продолжают служить одним из основных пробных камней для самых разнообразных попыток построить теорию взаимодействия элементарных частиц. Данные советских ученых по фоторождению мезонов в околопороговой области энергий наиболее полные и точные и пользуются широкой известностью.

Процессы рассеяния электронов и фотонов частицами давно служат важными источниками информации о структуре вещества. В опытах по рассеянию их на нуклонах обнаружены большие отклонения от законов рассеяния точечной частицей. Особенно трудными (методически) оказались исследования рассеяния фотонов на нуклонах (комpton-эффект на нуклонах). Несмотря на важность информации об этом эффекте для теории, известно лишь несколько попыток его измерения. Советским физикам (ФИАН, Москва) принадлежат здесь первые результаты, а также уникальные данные об угловых распределениях рассеяния фотонов на протонах при энергии, превышающей порог фоторождения мезонов. Несмотря на большой успех квантовой теории поля в качественном предсказании многих закономерностей, количественная теория взаимодействия фотонов и электронов с нуклонами пока не создана, что и обуславливает интерес к этим явлениям.

Развитие теории электромагнитных взаимодействий. Для квантовой теории поля и, в частности, квантовой электродинамики истекшие годы были годами бурного развития. В результате огромных усилий больших групп теоретиков удалось разработать новую технику теоретического анализа, которая позволяет обойти трудности, связанные с возникновением в расчетах бесконечных значений для физически осмысленных величин. Был создан аппарат перенормировок, позволяющий вычислять в прекрасном согласии с экспериментом величины типа аномального магнитного момента электрона, сдвига уровней атомных электронов, которые в прежней теории не поддавались вычислениям. Теории был придан явно релятивистски инвариантный вид, а схема расчетов сильно упрощена.

Принципиальный вклад в последовательное построение квантовой электродинамики внесен Н. Н. Боголюбовым, доказавшим, что общие требования унитарности, релятивистской инвариантности и причинности однозначно определяют теорию с точностью до квазилокальных операторов (контр-членов), и построившим общий алгоритм последовательного устранения расходимо-

стей во всех порядках теории возмущений (R -операция Н. Н. Боголюбова и О. С. Парасюка).

Советским физикам в этой области принадлежит также заслуга постановки и анализа принципиальных вопросов применимости и однозначности методов квантовой электродинамики [так называемая проблема нуль-заряда и ее исследование с помощью дисперсионных спектральных представлений (Л. Д. Ландау, И. Я. Померанчук)].

Следует отметить также важные результаты исследований советских теоретиков в области квантовой электродинамики, полученные без применения теории возмущений, создание аппарата ренормализационной группы, исследования по теории инфракрасных расходимостей, детальные расчеты многочисленных эффектов в высших порядках электродинамики.

Особый раздел составляет теория различного рода взаимодействий электрически заряженных частиц высокой энергии (тормозное излучение, генерация пар и т. п.), происходящих в среде. Здесь наши ученые отметили интересные явления, важные для эксперимента, и разработали их теорию.

В последние 10—15 лет в квантовой теории поля получил мощное развитие метод дисперсионных соотношений, в который советские физики внесли очень большой вклад. Если говорить об этом методе в связи с физикой электромагнитных взаимодействий, то прежде всего следует отметить первые выводы и доказательство дисперсионных соотношений для фоторождения мезонов и рассеяния фотонов на нуклонах (МИАН, ОИЯИ). Дисперсионные соотношения связывают экспериментально наблюдаемые величины при разных значениях энергий и передаваемых импульсов и представляют собой строгие следствия основных постулатов современной теории (редчайший случай!). Их проверка и попытки построения на их основе хотя бы приближенной теории (это удается сделать в околопороговой области энергий) вызывают исключительный интерес. Большая работа проделана советскими физиками по применению дисперсионных соотношений к различным процессам электромагнитного взаимодействия, главным образом к околопороговому фоторождению мезонов (ОИЯИ, ФИАН).

Экспериментальные исследования по физике электромагнитных взаимодействий в нашей стране вплоть до последнего времени велись только в области энергий электронов ниже 650 Мэв (ФИАН, Москва). Однако в связи с вводом в строй в 1965 г. линейного электронного ускорителя на 2 Гэв в Харькове, пуском ускорителей со встречными электрон-электронными и электрон-позитронными пучками в Новосибирске и намеченным пуском электронного синхротрона на 6 Гэв в Ереване фронт этих работ существенно расширится. Уже первые опыты, выполненные на встречных электрон-электронных пучках при энергиях около 160 Мэв, позволили сделать заключение о справедливости квантовой электродинамики до расстояний $6 \cdot 10^{-14}$ см. В экспериментах на встречных электрон-позитронных пучках получено указание о рождении ρ^0 -мезонов при соударении электрон — позитрон (ИЯФ, Новосибирск).

В связи с развитием техники эксперимента и расширением экспериментальных возможностей для изучения электромагнитных взаимодействий советские теоретики провели значительные исследования по проблеме фоторождения странных частиц и резонансов, рождения частиц в соударениях электронов и позитронов, выполнили расчеты электромагнитных процессов с применением высших симметрий и т. п.

Необходимо также отметить, что дополнительным источником информации об электромагнитных взаимодействиях элементарных частиц служат проводимые на протонных ускорителях опыты по электромагнитным распадам частиц, по столкновениям нуклонов и мезонов с испусканием фотонов, а также по изучению рассеяния заряженных частиц на малые углы. В этой области советскими физиками были получены результаты, пользующиеся международным признанием.

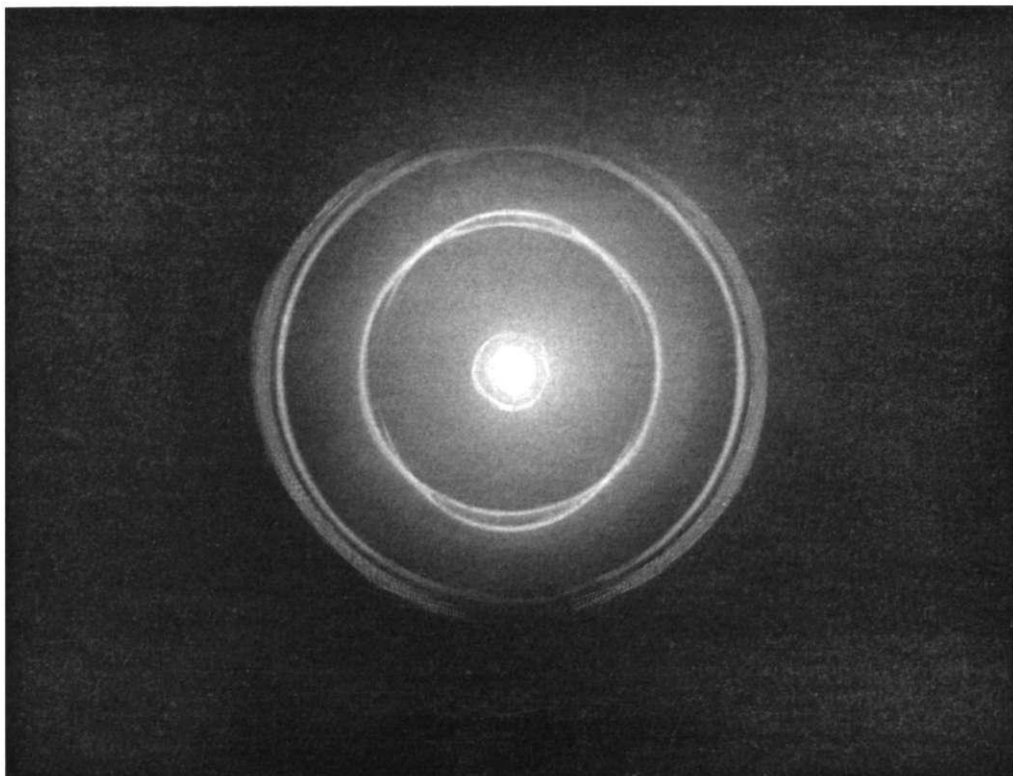


Рис. 6. Фотография излучения Вавилова — Черенкова, возникающего при прохождении пучка протонов с энергией 660 *Мэв* перпендикулярно оптической оси кристалла исландского шпата (ОИЯИ): наружные дуги — обыкновенные волны; внутренний «эллипс» — необыкновенные волны; сплошное кольцо — реперное от изотропной среды; центральное пятно — автограф пучка протонов.

ИЗЛУЧЕНИЕ ВАВИЛОВА—ЧЕРЕНКОВА ДЛЯ РЕЛЯТИВИСТСКИХ ЧАСТИЦ

Среди выдающихся достижений советской и мировой физики в области изучения элементарных частиц особо почетное и большое место занимает открытие, сделанное более 30 лет назад П. А. Черенковым совместно с С. И. Вавиловым. Они обнаружили специфическое свечение, возникающее в любой прозрачной среде при прохождении через нее достаточно быстрых электронов, и изучили все основные свойства этого свечения. Несколько позднее обнаруженное явление назвали излучением Вавилова — Черенкова. Развитая вскоре после этого открытия советскими физиками И. Е. Таммом и И. М. Франком теория явления блестяще объяснила все свойства нового излучения (ФИАН).

Среди многочисленных свойств излучения Вавилова — Черенкова наиболее важной для физики высоких энергий оказалась простая связь между направлением излучения света и скоростью частицы, выражаемая соотношением

$$\cos \theta = \frac{1}{n\beta},$$

где θ — угол между направлением излучения и скоростью частицы; n — показатель преломления среды, а $\beta = v/c$ — скорость частицы.

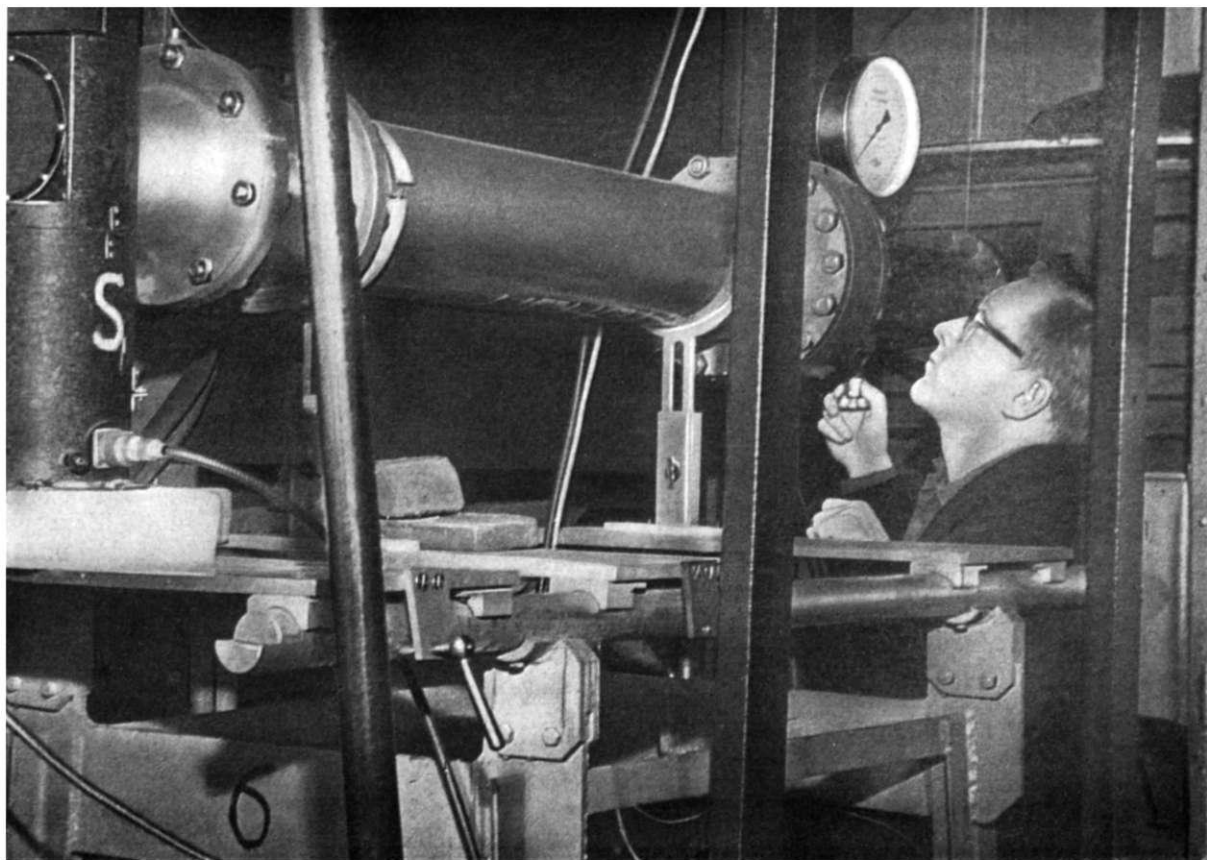


Рис. 7. Общий вид дифференциального газового счетчика излучения Вавилова — Черенкова (ОИЯИ). Применение этого счетчика в экспериментах по изучению упругого рассеяния π -мезонов с энергией от 2 до 5 Гэв протонами на углы, близкие к 180° , позволило определить квантовые характеристики некоторых нуклонных изобар (ОИЯИ).

Из формулы видно, что излучение возникает только в том случае, если $v > c/n$. Образно говоря, частица начинает излучать лишь после того, как она преодолевает некоторый «световой барьер».

Излучение Вавилова — Черенкова открывает исключительно важные возможности перед исследователями, изучающими элементарные частицы. Прежде всего, оно позволяет регистрировать частицы, а свойство направленности излучения дает возможность, измеряя угол излучения в среде, определять с высокой точностью их скорости и при известном (из измерений магнитного отклонения) импульсе частицы устанавливать природу частицы (т. е. решать вопрос, является ли пролетевшая через счетчик частица электроном, мезоном, протоном или другой заряженной частицей).

В настоящее время во многих лабораториях мира применяются счетчики частиц, основанные на регистрации излучения Вавилова — Черенкова. В них используются разные свойства этого эффекта и различные радиаторы (твердые, жидкие, газообразные).

Названные черенковскими счетчики излучения, работающие на газе и в особенности ахроматические, позволяют, например, разделять частицы с импульсами в десятки миллиардов электронвольт, даже если их скорости отличаются

на величину $\Delta\beta \sim 10^{-5}$. Счетчики, основанные на пороговых свойствах излучения, регистрируют лишь частицы, имеющие скорость выше заданной.

Счетчики Черенкова, использующие высокую степень поляризации излучения и явление полного внутреннего отражения, регистрируют частицы ниже заданной скорости.

В физических экспериментах на ускорителях широко применяют так называемые черенковские гамма-спектрометры, которые дают возможность с хорошей точностью определять энергию γ -излучения в интервале от сотен мегаэлектронвольт до десятков гигаэлектронвольт (ОИЯИ).

Для регистрации солнечных нейтрино от процесса электрон-нейтринного рассеяния по черенковскому излучению электронов создаются счетчики с водяными радиаторами объемом до десятков кубических метров.

В течение последних десяти лет излучение Вавилова — Черенкова нашло очень широкое применение в физике элементарных частиц и его использование позволило сделать выдающиеся открытия, например открытие антипротона и редчайшего явления — β -распада π^0 -мезона. Излучение Вавилова — Черенкова применяется не только в экспериментальной ядерной физике. На основе так называемого обращенного эффекта Вавилова — Черенкова В. И. Векслер (ОИЯИ) в 1957 г. предложил новый метод ускорения частиц движущейся плазмой, который разрабатывается советскими и зарубежными учеными.

В. Л. Гинзбург (ФИАН) в 1947 г. предложил использовать излучение Вавилова — Черенкова для генерации миллиметровых радиоволн. В настоящее время такие генераторы созданы.

Таким образом, излучение Вавилова — Черенкова начинает использоваться и в практических целях.

Выдающееся открытие советских ученых, обнаруживших и объяснивших интереснейшие особенности поведения микрочастиц при очень больших скоростях, — один из ценнейших вкладов в развитие мировой науки, и авторы этих трудов — П. А. Черенков, И. Е. Тамм и И. М. Франк — удостоены в 1958 г. Нобелевской премии.

ОБЩИЕ ВОПРОСЫ КВАНТОВОЙ ТЕОРИИ ПОЛЯ

Теория, созданная в конце двадцатых годов как релятивистская версия квантовой механики и получившая название квантовой теории поля, оказалась постепенно единственным кандидатом на роль такой теории, которая должна в принципе объяснить все явления физики элементарных частиц при высоких энергиях. Чтобы понять, как это произошло, обратимся к истории возникновения этого взгляда, которая тесно связана с историей развития ядерной физики и физики элементарных частиц. Советские ученые внесли большой и важный вклад в эту область знаний на разных этапах ее развития.

Корпускулярно-волновой дуализм нерелятивистской квантовой механики хотя и объяснял некоторые волновые свойства частиц, тем не менее не позволял трактовать непрерывный объект — электромагнитное поле — на том же основании, что и дискретный — частицы, скажем электроны, поскольку квантовомеханическую волновую функцию частицы нельзя рассматривать как физическое поле. Только в процессе создания релятивистской квантовой механики и метода вторичного квантования была сформулирована важнейшая физическая идея о том, что при высоких энергиях число частиц любого сорта — фотонов, электронов, протонов или позитронов — не может рассматриваться как неизменная характеристика системы, а наоборот, при взаимодействии частицы могут переходить друг в друга, так что, например, фотон исчезает, а вместо него появляется пара — электрон и позитрон. И только после того как эта идея была сформулирована, оказалось возможным описать разделенные в клас-

сике частицы и поля в рамках единого формализма — релятивистской квантовой теории поля. Основополагающий вклад в эту теорию сделал В. А. Фок, который дал первое последовательное описание системы с переменным числом частиц при помощи производящего функционала и сформулировал понятие конфигурационного пространства (пространство Фока), которым пользуются до сих пор. В исследование принципиальных вопросов измеримости физических величин в квантовой электродинамике большой вклад внесен Л. Д. Ландау.

Квантовая теория поля первоначально была создана для электродинамики, т. е. для описания взаимодействия электронов с электромагнитным полем (фотонами). Одним из ее предсказаний, очень скоро подтвержденных опытом, было предсказание Дирака о существовании антиэлектронов — позитронов. Вскоре был предложен механизм сильного (или ядерного) взаимодействия. В основу его были положены те же принципы, на которых строится электродинамическое взаимодействие. Первоначальная идея такого ядерного взаимодействия принадлежит И. Е. Тамму в его теории бета-сил. Оказалось, что основные черты ядерных сил можно понять, если предположить, что существует частица с ненулевой массой (мезон Юкавы), являющаяся агентом ядерного взаимодействия, подобно тому как безмассовый фотон — агент взаимодействия электромагнитного. Впоследствии такая частица, π -мезон, была обнаружена экспериментально.

Таким образом, квантовая теория поля оказалась в принципе распространенной и на область мезодинамики, или сильных взаимодействий. Убеждение в справедливости введенных представлений было настолько сильно, что когда спустя много лет экспериментально открыли антинуклоны, это замечательное подтверждение правильности главных принципов релятивистской квантовой теории было воспринято без малейшего удивления. Напротив, если бы их не удалось открыть, то пришлось бы отказаться от ставших уже привычными представлений.

Между тем для уверенности в справедливости квантовой теории поля на самом деле меньше оснований, чем можно было бы думать, потому что большую, если не главную часть релятивистской теории поля составляют до сих пор не разрешенные трудности. В самом деле, образцом для всех теорий поля пока что служит квантовая электродинамика. Но в квантовой электродинамике решения получаются только по теории возмущений, т. е. в виде рядов по константе связи $\alpha = 1/137$, в которых фактически учитываются лишь несколько низших членов. Причем эти результаты получаются только после так называемой перенормировки — замены параметров теории (массы и заряда) — бесконечным фактором. Физическое содержание этого, строго говоря, бессмысленно при бесконечных значениях факторов перенормировки и указывает на какое-то несовершенство теории или, по крайней мере, ее математического аппарата. К математическим проблемам теории поля мы еще вернемся. Пока же подчеркнем, что при всем этом количественные расчеты по теории возмущений в квантовой электродинамике подтверждаются опытом со всей доступной точностью и при всех достижимых до сих пор энергиях, в том числе и при самых высоких, где можно было бы ожидать расхождения теории с экспериментом. Это, конечно, укрепляет уверенность в том, что в основном наши представления совершенно правильны.

В теории ядерных (сильных) взаимодействий положение совершенно другое, поскольку значение постоянной связи в этих взаимодействиях близко к 10, что лишает всякого смысла применение теории возмущений. Поэтому в теории сильных взаимодействий на основе тех же принципов были разработаны совершенно иные методы. Они не столь универсальны, как теория в лагранжевой формулировке, но иногда достаточно эффективны и притом не опираются на теорию возмущений. Экспериментальные данные в области сильных взаимодействий посту-

пают главным образом из опытов по рассеянию высокоэнергетических частиц. В соответствии с этим основной величиной в теории оказывается матрица (оператор) рассеяния и через ее элементы выражаются все наблюдаемые величины.

Важный шаг в дальнейшем развитии методов описания взаимодействия частиц при высоких энергиях был сделан, когда обнаружили, что, налагая непосредственно на матрицу рассеяния более или менее очевидные требования, среди которых главную роль играет требование причинности, можно надеяться построить теорию и установить важные соотношения между наблюдаемыми величинами. Это так называемые дисперсионные соотношения для амплитуды рассеяния, которые являются прямым следствием аналитических свойств, вытекающих из условия причинности.

Н. Н. Боголюбовым развит аксиоматический метод построения квантовой теории поля на основе физических предпосылок релятивистской инвариантности, унитарности, причинности, и в рамках этого метода построено первое доказательство дисперсионных соотношений. Это потребовало развития математических методов, лежащих на стыке теории обобщенных функций и теории функций многих комплексных переменных.

Для понимания значения дисперсионного метода следует подчеркнуть, что дисперсионные соотношения не зависят от деталей динамики, т. е. от конкретного механизма взаимодействия, который принципиально не наблюдаем, так как взаимодействие происходит в чрезвычайно короткие промежутки времени и в ограниченных областях пространства. Для дисперсионного метода важны только некоторые суммарные характеристики взаимодействия, выражаемые, скажем, степенью роста амплитуды при очень высоких энергиях.

В дисперсионном подходе существенную роль играют особые точки амплитуд, положение которых определяется спектром масс частиц. Задача о нахождении положения этих особых точек была решена Л. Д. Ландау.

На основе дисперсионного метода были разработаны важные методы, позволяющие после некоторых приближений или привлечения модельных предположений получать конкретные результаты. В области относительно небольших энергий можно использовать приближение, в котором из всех возможных промежуточных состояний учитывается только небольшое число простейших, дающих главный вклад в амплитуду. Таким способом удается получать интегральные уравнения, решения которых иногда хорошо описывают ход сечений в области малых энергий.

Очень важен полученный из тех же основных требований и с привлечением того же аппарата аналитических функций, которые были развиты в дисперсионном подходе, метод так называемых асимптотических соотношений. Получающиеся при этом строгие утверждения дают возможность находить соотношения для сечений и поляризаций различных процессов при асимптотически больших энергиях.

Первый пример такого рода соотношений — предложенная И. Я. Померанчуком теорема об асимптотическом равенстве сечений взаимодействия частиц и античастиц с частицами. Замечательно, что для установления этих теорем достаточны менее жесткие аналитические свойства, чем те, которые требуются для обоснования дисперсионных соотношений. Простое аналитическое поведение амплитуды рассеяния необходимо только в асимптотической области, а не во всей комплексной плоскости. Поэтому асимптотические соотношения такого рода можно находить для очень широкого класса процессов.

Методы теории аналитических функций находят в теории взаимодействий при высоких энергиях все более широкое применение.

Возвращаясь к теории поля, укажем, что в настоящее время в поисках выхода из некоторых принципиальных затруднений пытаются найти адекват-

ный математический язык для выражения понятий, с которыми сталкивается теория поля. В частности, важным фактом было осознание того, что в этой теории имеем дело не с обычными, а с обобщенными функциями. Опираясь на этот аппарат, Н. Н. Боголюбов разработал процедуру перемножения специального класса обобщенных функций, что прояснило смысл проблемы перенормировки и устранения расходимостей в квантовой электродинамике.

Принципиальные трудности связаны также с нахождением подходящего обобщения для локальных операторов поля или, если можно отказаться от строгой локальности, с формулировкой условия причинности без локальных операторов. В этой связи М. А. Марков и Д. И. Блохинцев предложили и исследовали несколько нелокальных моделей. Однако эти работы показали, что примирить требования релятивизма с отступлениями от локальности — чрезвычайно тяжелая задача. В целом в этой области мы еще далеки от создания логически согласованной динамической схемы.

Наряду с математическими трудностями для теории квантовых полей наступил кризис совершенно иного рода, связанный с успехами экспериментальной физики в увеличении числа элементарных частиц. Пока мы имели дело с электродинамикой и мезодинамикой, вполне естественной представлялась идея о сопоставлении каждой частице своего фундаментального поля. Открытие первых законов симметрии сильных взаимодействий позволило уменьшить число основных частиц, сводя три пиона в триплет и два нуклона в дублет. Однако сама динамика сильных взаимодействий позволяла предполагать существование и других частиц, которые с равным правом можно рассматривать как связанные состояния, например двух или трех пионов, или как элементарные частицы с очень малым (ядерным) временем жизни. Идею о существовании таких короткоживущих образований выдвигал М. А. Марков еще в начале 50-х годов, задолго до того, как такие частицы (резонансы) были обнаружены. Если считать, что число различных частиц и резонансов, которые принципиально не отличаются от нестабильных частиц, превышают две сотни и даже если сводить их в супермультиплеты новых симметрий, то их чересчур много для того, чтобы физик отнесся с чувством удовлетворения к идее о том, что все они одинаково элементарны, если какие-либо из них элементарны вообще. Разумеется, в этой связи очень привлекательна идея о некоторых «прачастицах» — кварках, из которых построены все остальные элементарные частицы. Пока что кварки с успехом используются в феноменологических построениях как эквивалент алгебраических схем высшей симметрии.

Будет ли будущая квантовая теория поля полной динамической картиной кварковых полей или чем-то иным — пока, пожалуй, никто сказать не решится.

ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ

Общие проблемы развития. Фундаментальные науки неизменно пользуются большим вниманием и поддержкой со стороны Коммунистической партии и Правительства нашей страны. Наиболее ярким свидетельством этого является физика высоких энергий. Становление и двадцатилетнее развитие этой науки, непосредственно связанное с созданием очень дорогостоящих, уникальных по размерам и сложности ускорителей частиц и адекватной им экспериментальной аппаратуры, потребовало от советского государства больших материальных затрат.

Используя мощный арсенал различных по типу и возможностям ускорителей, советские ученые своими многочисленными и часто первоклассными экспериментальными и теоретическими исследованиями внесли большой вклад в сокровищницу мировой науки.

Однако для любой из фундаментальных наук характерно, что по мере ее развития непрерывно возникают новые, все более сложные, принципиальные проблемы. Это в полной мере относится к рассматриваемой исключительно интенсивно развивающейся области знания.

Физика высоких энергий находится в настоящее время на переднем крае науки. Опытные результаты и теоретические обобщения физики элементарных частиц дают наиболее глубокое понимание природы, включая такие основные категории, как причинность, пространство, время. Поэтому особенно важно правильно наметить и обеспечить перспективы развития на относительно длительный период. Компасом для этого служит современная теория элементарных частиц, в разработку которой советские физики внесли существенный вклад. Эта теория требует ответа на новые фундаментальные вопросы и ставит перед физиками-экспериментаторами труднейшие задачи. Отметим некоторые, наиболее кардинальные из этих задач.

В области сильных взаимодействий. Экспериментальная проверка принципа причинности в микромире путем прецизионной проверки предсказаний теории дисперсионных соотношений при рассеянии частиц высоких энергий.

Выяснение поведения сечений взаимодействия частиц и античастиц при высоких энергиях и проверка справедливости асимптотических соотношений.

Определение полного спектра частиц и резонансов и их квантовых характеристик. Систематизация элементарных частиц и резонансов на основе различных свойств симметрии. Поиски «праматерии» и составление своего рода таблицы Менделеева для всей совокупности частиц.

В области слабых взаимодействий. Выяснение природы взаимодействия элементарных частиц, не сохраняющего CP -четность.

Экспериментальное изучение свойств симметрии и правил отбора, которым подчиняются слабые взаимодействия.

Поиски промежуточного бозона и новых типов взаимодействий. Определение количественных характеристик процессов, обусловленных слабыми взаимодействиями.

Развитие нейтринной физики, включая астрофизические и космогонические проблемы.

В области электромагнитных взаимодействий. Определение границ применимости квантовой электродинамики. Выяснение причин различия масс и совпадения многих свойств электронов и мюонов.

Экспериментальное изучение свойств симметрии и правил отбора, которым подчиняются электромагнитные взаимодействия.

Исследование электрической и магнитной структуры частиц. Эксперименты с частицами высоких энергий в большой мере будут направлены на проверку справедливости законов сохранения и симметрии в различных взаимодействиях, выяснение возможной роли так называемой элементарной длины, т. е. расстояний, при которых могут иметь место отклонения от установленных ранее фундаментальных законов.

Все это, в свою очередь, должно помочь созданию строгой динамической теории ядерных взаимодействий, обобщающей не только уже накопленные науки знания, но и прогнозирующей возможные новые явления в мире микрочастиц.

Открытие в прошлом десятилетии тяжелых античастиц (антинуклонов, антигиперонов, антидейтрона) несомненно будет стимулировать достаточно интенсивные поиски более тяжелых антиядер и развитие исследований в области антивещества. Повышенный интерес к этой проблеме обусловлен многими обстоятельствами и, в частности, той огромной энергией, которая выделяется при аннигиляции тяжелой частицы и античастицы. Например, при аннигиляции дейтрона и антидейтрона выделяется энергия около 4000 Мэв ,

т. е. в несколько десятков раз большая, чем при делении ядра урана, — около 200 Мэв.

Большую роль в решении отмеченных проблем, а также в общем перспективном развитии отечественной науки об атомном ядре и элементарных частицах в течение ближайших десятилетий должны сыграть, наряду с уже известными советскими институтами в Москве, Харькове и Ленинграде, международным исследовательским центром социалистических стран (ОИЯИ) в Дубне и другими, новые крупные атомные центры и в особенности Институт физики высоких энергий в Серпухове, оснащаемый самым большим в мире ускорителем протонов на 70 Гэв.

Сооружение ускорителя на 70 Гэв совместно с комплексом уникальных по размерам и сложности экспериментальных установок и средств обработки опытных данных — важнейшая общегосударственная задача ближайших лет. Выполнение ее обеспечит ведущую роль Советского Союза в развитии физики высоких энергий на длительный период.

В развитие исследований с легкими частицами (электроны и позитроны) и фотонами высоких энергий большой вклад внесут институты ядерной физики в Новосибирске и Ереване, располагающие ускорителями электронов и развивающие технику встречных пучков.

Мезонная и нуклонная физика в домиллиардной области энергий сможет получить новое широкое развитие после создания сильноточных ускорителей протонов, получивших образное название «мезонные фабрики».

Более далекие перспективы развития ускорителей и физики космических лучей. Невозможно установить абсолютный предел человеческого знания, так как неисчерпаема окружающая нас природа. Поэтому несомненно, что в процессе научного освоения области энергий до 100 Гэв с еще большей определенностью, чем в настоящее время, будут намечены пути дальнейшего развития физики высоких энергий. Однако и сейчас ясно, что для этого потребуются еще более мощные ускорители. Ученые в нашей стране и за рубежом уже работают над проектами ускорителей с энергиями в сотни и тысячи гигаэлектронвольт.

При создании ускорителей на такие и большие энергии получит дальнейшее развитие предложенный сравнительно недавно и уже осуществленный на практике принцип работы на встречных пучках. Это развитие пойдет по пути создания все более высокоэнергетичных и интенсивных электрон-электронных и электрон-позитронных пучков и постройки ускорителей с накопителями для получения встречных протон-антипротонных пучков.

В ускорителях в широких масштабах будут использованы кибернетика и сверхсильные магнитные и электрические поля. С большой определенностью можно утверждать, что в ближайшем будущем развитие ускорительной техники, а также сепарации, канализации и детектирования частиц пойдет по пути реализации богатейших возможностей, создаваемых сверхпроводимостью. Работы в этом направлении уже ведутся.

Советскими и американскими учеными предложено использовать также взрывомагнитные генераторы в применении к ускорителям на очень высокие энергии.

Новая физика и в особенности ее практическое применение настоятельно требуют создания сильноточных ускорителей с интенсивностями пучков частиц, в тысячи и десятки тысяч раз большими, чем достигнуто в настоящее время. Создание таких ускорителей — также дело будущих лет.

Однако до создания тех или иных ускорителей будущего источником новой важной информации (правда, носящей, как правило, часто разведывательный, но очень важный характер) о взаимодействиях при энергиях, недоступных ускорителям, всегда будут исследования с помощью космических лучей. В получении данных о ядерных процессах, происходящих при энергиях 100—1000 Гэв

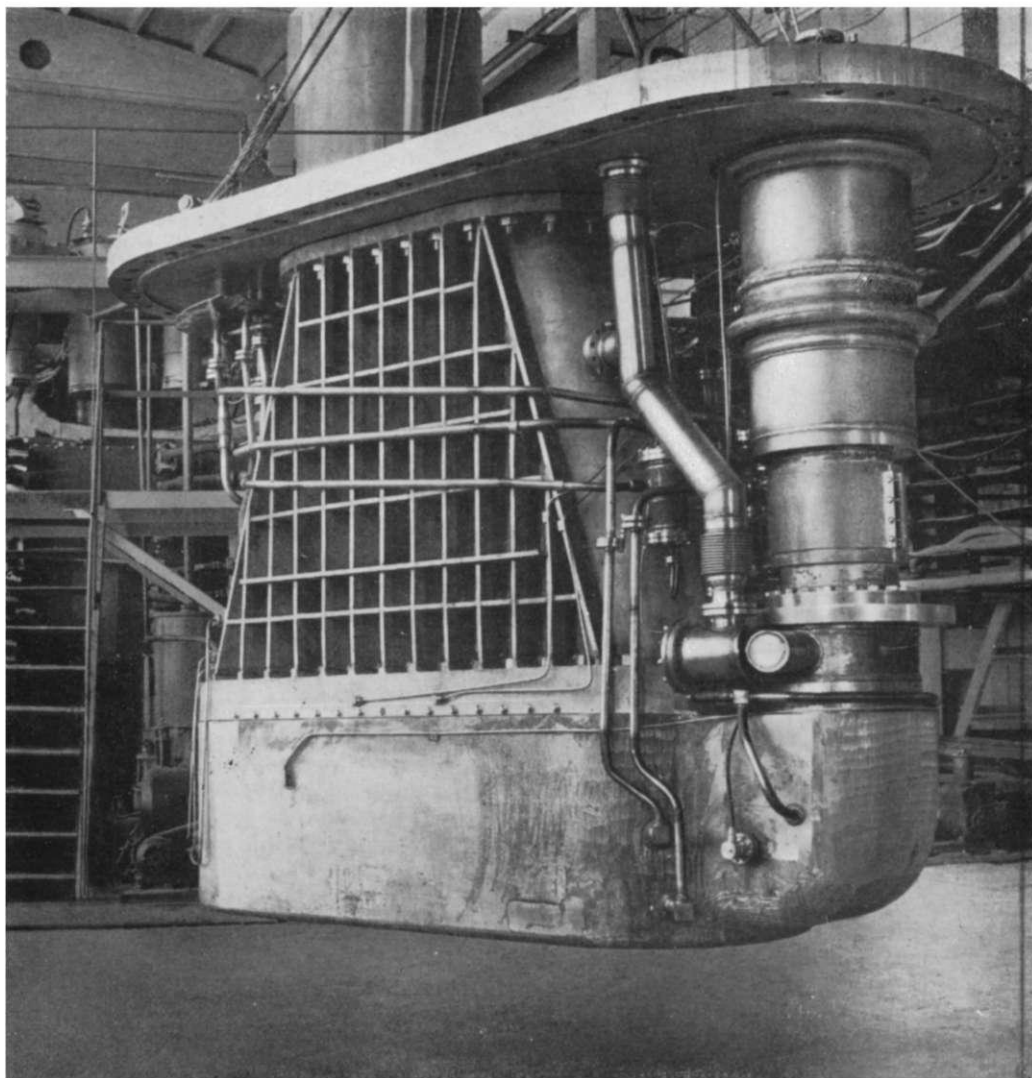


Рис. 8. Двухметровая жидководородная пузырьковая камера в магнитном поле (ИТЭФ, Москва).

и выше, значительный вклад вносят и будут вносить созданные комплексные установки на высокогорных станциях Алма-Аты, Арагац, Бакуриани. Новые сведения о таких процессах ученые начали получать также с помощью аппаратуры, устанавливаемой на отправляемых в космос тяжелых искусственных спутниках Земли серии «Протон». Не вызывает сомнения, что по мере развития и совершенствования ракетной техники и используемой в полетах физической аппаратуры вклад в науку об атомном ядре таких исследований будет все более возрастать.

Детектирование частиц и ядерных событий. Дальнейший прогресс в изучении микромира наряду с сооружением ускорителей на все более высокие энергии и интенсивности потребует совершенствования существующих и отыскания новых методов детектирования и идентификации частиц высоких энергий.

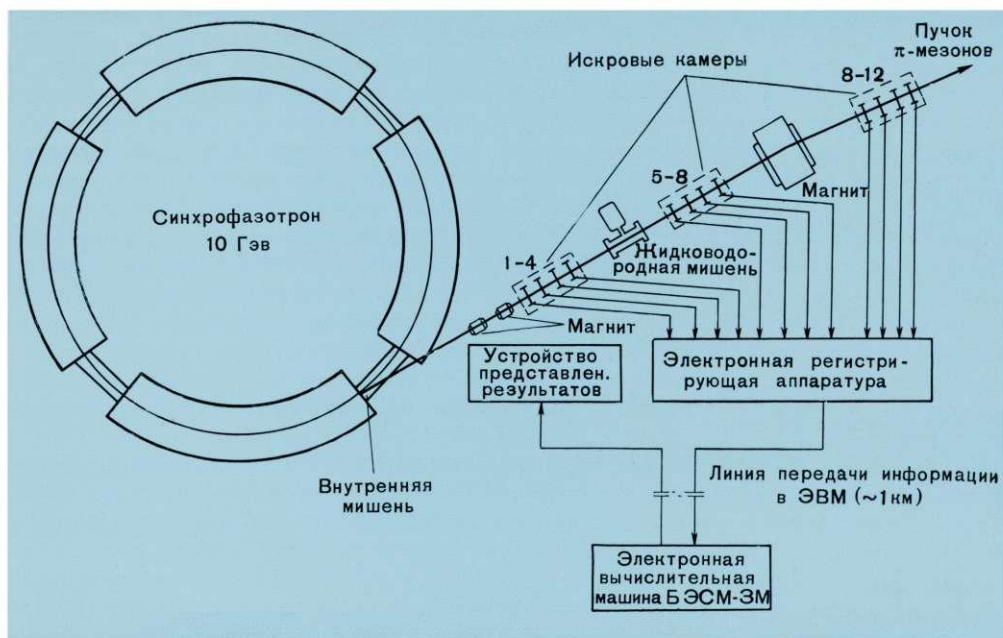
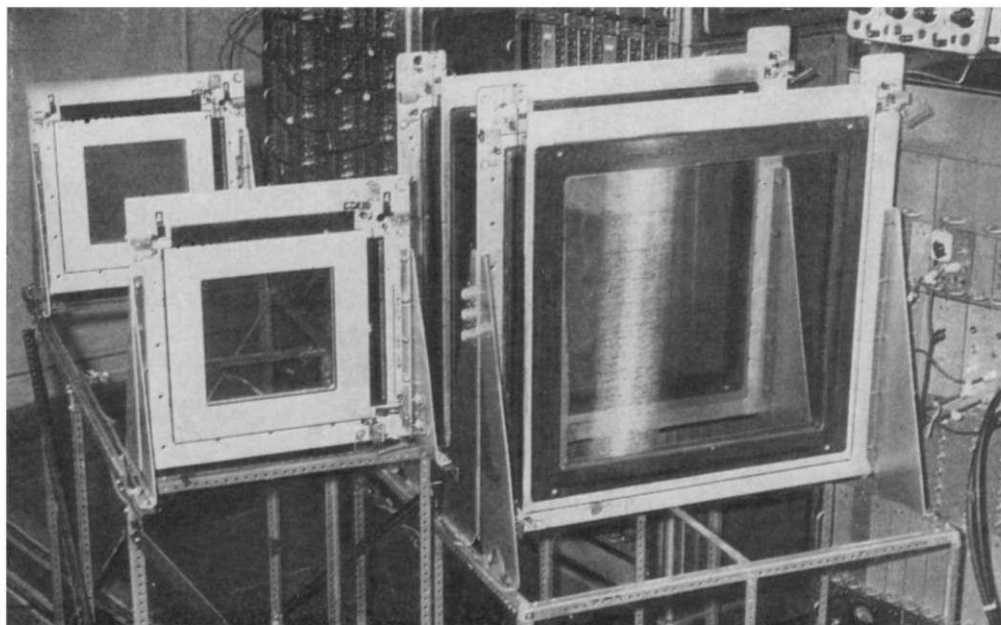


Рис. 9. Общий вид и схема эксперимента по изучению упругого рассеяния π^- -мезонов с энергией в несколько гигаэлектронвольт на протонах с применением методики бесфилмовых нитяных искровых камер с магнитострикционным считыванием. Информация в координатах частиц получается в виде электрических сигналов и по кабелю поступает в электронную вычислительную машину (ОИЯИ).

Большой перспективностью обладает метод пузырьковых камер. Однако для сохранения его основных преимуществ (полнота и точность информации о наблюдаемых процессах) и при очень высоких энергиях потребуется строить камеры с рабочими объемами в десятки и, может быть, сотни кубометров, действующие в магнитных полях напряженностью $3 \cdot 10^4$ — $1 \cdot 10^5$ э.

Широкого развития и многообразного применения в экспериментах при высоких энергиях можно ожидать для искровых и стримерных камер. Это относится в особенности к камерам нитяного типа, позволяющим не только сравнительно просто (например, с помощью ферритовых колец) осуществить непосредственную передачу информации на ЭВМ, но и имеющим (по сравнению с пластинчатыми камерами) заметно меньшее мертвое время и хорошее пространственное и временное разрешения. Подобные камеры, работающие в магнитных полях и достигающие размеров в десятки квадратных метров, несомненно будут построены уже в ближайшем пятилетии. Не менее интенсивно будут использоваться и разработанные в последние годы советскими физиками искровые камеры с большими межэлектродными промежутками, позволяющие при работе с магнитным полем проводить прецизионные измерения импульсов частиц высоких энергий.

Для наиболее точного измерения скоростей частиц непревзойденными пока являются черенковские счетчики. В настоящее время с их помощью уже достигнуто разрешение по скорости $\sim 10^{-5}$ при углах испускания излучения Вавилова — Черенкова порядка нескольких градусов. Имеются основания полагать, что этот метод измерений останется вне конкуренции вплоть до энергий в тысячи гигаэлектронвольт, если удастся осуществить системы лучшей корректировки дисперсии, мешающей вести измерения при углах испускания излучения один градус или менее.

В последние годы отчетливо обозначилась тенденция к созданию экспериментальных установок, обладающих одновременно высокой эффективностью, точностью, хорошим временным разрешением и большими скоростями счета. Это обычно достигается применением комбинированных годоскопических систем, в которых используются черенковские и сцинтилляционные счетчики или счетчики и нитяные искровые камеры. Такие системы обладают универсальностью и могут применяться для различных экспериментов. Принципиально легко осуществимая работа такого годоскопа совместно с электронно-вычислительной машиной по системе «в линию» позволяет не только проводить скоростной анализ результатов, но и корректировать эксперимент во время его проведения. Количество экспериментов, проводимых с помощью ЭВМ, и их значение резко увеличиваются в последнее время.

Определенные, но пока мало исследованные возможности для работ в области высоких энергий таят в себе также полупроводниковые детекторы.

Новые идеи в области идентификации частиц и обработки данных. Развитие исследований в новых областях энергий частиц требует разработки и новых методов. Ценный вклад в это сделан ереванскими физиками (Институт физики, Ереван). Они предложили и разрабатывают два интересных новых метода измерения энергий сверхбыстрых частиц. Первый базируется на использовании предсказанного теоретически советскими физиками так называемого переходного излучения, возникающего при переходе релятивистской частицы из одной среды в другую, которая обладает иными электромагнитными свойствами. Так как это излучение более чувствительно к скорости частицы, чем черенковское, то оно может быть использовано для измерения энергии частиц при скоростях, совсем близких к скорости света.

Второе предложение основано на доказанном теоретически и установленном экспериментально эффекте логарифмического роста с энергией ионизации в тонких пленках.

Разработка этих предложений, по-видимому, также займет важное место среди экспериментально-методических исследований будущих лет.

Огромное количество информации, получаемой в отдельном опыте (из-за очень большого количества каналов реакций при высоких энергиях), и непрерывно возрастающий объем исследований требуют прогрессивного развития методики получения и обработки опытных данных. Наряду с уже известными методами, базирующимися на применении электроники и мощных электронно-вычислительных машин, вероятно, найдет применение новый метод — голография, в частности корреляционный метод съема и обработки информации в когерентных оптических системах с использованием лазеров.

ПРОТОННЫЙ СИНХРОТРОН НА ЭНЕРГИЮ 70 МИЛЛИАРДОВ ЭЛЕКТРОНВОЛЬТ

Ю. АДО, Э. МЯЭ

Исследования в области ядерной физики и физики элементарных частиц представляют собой одно из важнейших направлений современной науки. Учитывая огромное значение этих исследований, Советское правительство приняло решение о сооружении вблизи города Серпухова крупнейшего в мире ускорителя заряженных частиц на энергию 70 млрд. эв и организации на его базе Института физики высоких энергий — ИФВЭ. Строительство комплекса ускорителя началось в 1961 г. В разработке проекта и его осуществлении принимало участие большое число научно-исследовательских и проектных институтов, а также организаций и предприятий Советского Союза. Среди них Институт теоретической и экспериментальной физики, Научно-исследовательский институт электрофизической аппаратуры им. Д. В. Ефремова, Радиотехнический институт, Институт физики высоких энергий, Государственный союзный проектный институт ГПИ «Тяжпромэлектропроект», Союзный монтажный трест, Управление строительства № 620, Ленинградский электромашиностроительный завод Ленинградского электромашиностроительного объединения «Электросила» им. С. М. Кирова и другие организации.

Ускоритель ИФВЭ вступит в строй действующих в 1968 г. Это наиболее мощный в мире протонный синхротрон (синхрофазотрон) с сильной фокусировкой. Энергия протонов, которая может быть получена на нем, в 2—2,5 раза превышает энергию частиц на крупнейших зарубежных ускорителях. Так, ускоритель Брукхейвенской лаборатории в США ускоряет протоны до энергии 33 Гэв, а протонный синхротрон Центра по ядерным исследованиям стран Западной Европы (ЦЕРН) в Женеве — до 28 Гэв. Протонный синхротрон ИФВЭ рассчитан на ускорение 10^{12} протонов в импульсе при частоте повторения циклов ускорения 8 раз в минуту.

В целом ускоритель представляет собой комплекс сложных технических сооружений (рис. 1). О размерах ускорителя можно судить по следующим данным. Электромагнит протонного синхротрона расположен в кольцевом туннеле диаметром почти 500 м и весит более 20 000 т. Пиковая мощность питания этого электромагнита — 100 тыс. квт. Система питания состоит из четырех крупных машинных агрегатов и игнитронных преобразователей, рассчитанных на получение тока с максимальным значением 5500 а в каждой из двух обмоток электромагнита.

В современных крупных ускорителях органически сочетаются огромные размеры и вес установок с высокой точностью изготовления и монтажа отдельных элементов. Так, в протонном синхротроне ИФВЭ при длине кольцевого

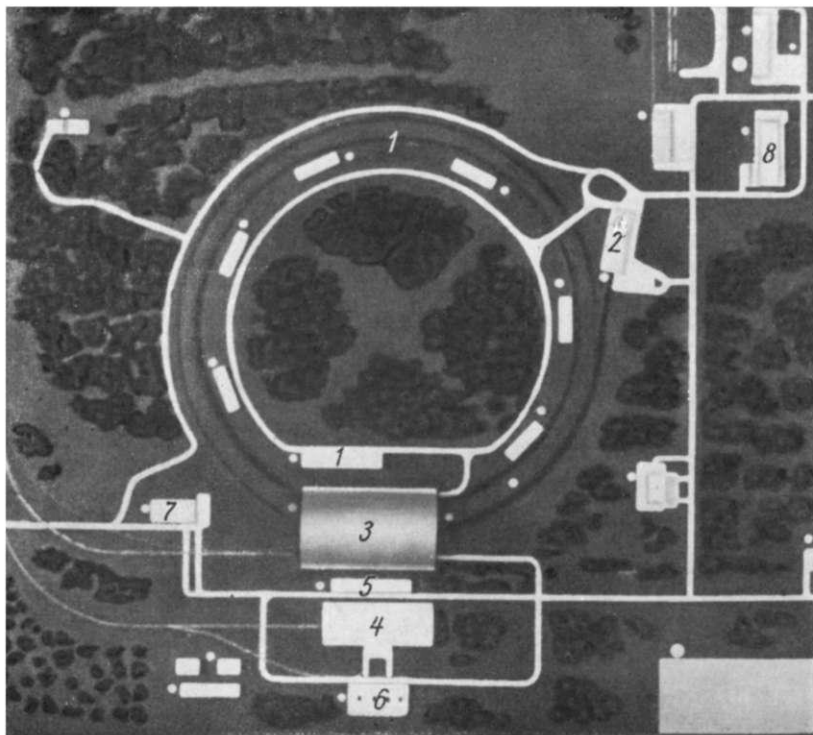


Рис. 1. План расположения основных сооружений ускорителя:

1 — кольцевой туннель; 2 — здание инжектора; 3 — экспериментальный зал; 4 — энергокорпус; 5 — здания лабораторий; 6 — понижающая подстанция; 7 — здание глубокой очистки охлаждающей воды; 8 — мастерские.

электромагнита около 1,5 км каждый из составляющих его 120 блоков установлен с помощью специальных методов геодезии с точностью 0,1 мм. Блоки электромагнита собраны из отдельных листов кремнистой стали толщиной 2 мм. На рис. 2 показан внутренний вид туннеля с установленными в проектное положение магнитными блоками.

Чтобы ускоритель работал нормально, магнитные характеристики блоков не должны отличаться от заданных более чем на 0,05%. Поэтому для выравнивания магнитных свойств блоков листы кремнистой стали разных плавов тщательно перемешивали. Чтобы не нарушать однородность магнитного поля, дистиллированную воду, применяемую для охлаждения обмоток электромагнита, дополнительно подвергают специальной очистке от растворенных в ней солей. Тем не менее, несмотря на принятые меры, магнитное поле, особенно при инъекции, нуждается в исправлении. Для этого каждый блок, кроме основной обмотки, снабжен еще дополнительными, обеспечивающими нужную коррекцию магнитного поля.

Движение протонов во время ускорения происходит в вакуумной камере, помещенной между полюсами электромагнита и имеющей в сечении форму эллипса с осями 115 по вертикали и 195 мм по горизонтали. Камера изготовлена из нержавеющей стали толщиной 0,4 мм и откачивается с помощью 120 вакуумных титановых насосов до давления $\sim 10^{-6}$ мм рт. ст.

Ускорение протонов в кольцевом ускорителе осуществляется высокочастотным электрическим полем, частота которого изменяется в процессе ускорения в соответствии с изменением скорости ускоряемых протонов от 2,6 до 6,1 Мгц. Подстройка частоты происходит автоматически по информации о положении пучка протонов в вакуумной камере ускорителя. Высокочастотная система, состоящая из 54 ускоряющих станций, сообщает протонам за один оборот энергию около 190 тыс. эв. Предельная энергия набирается частицами почти за 400 тыс. оборотов, при этом они проходят путь более 0,5 млн. км.

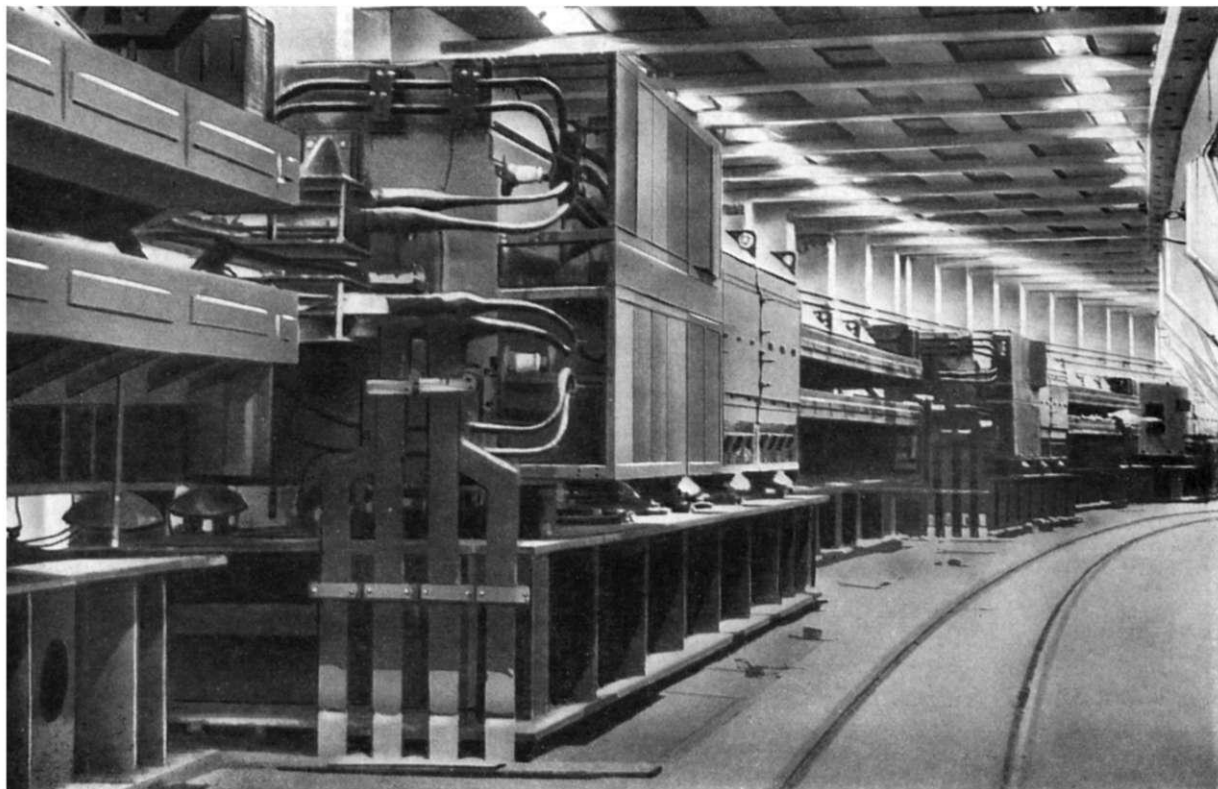


Рис. 2. Внутренний вид туннеля ускорителя.

Огромные размеры ускорителя и высокие требования к характеристикам магнитного поля приводят к необходимости иметь устройства, позволяющие с высокой точностью контролировать положение пучка протонов в камере протонного синхротрона. Для этого в разных местах камеры ускорителя расположено 170 специальных электростатических электродов-датчиков, при помощи которых орбита частиц со средним радиусом около 230 м может быть определена с точностью до 1,0 мм. Кроме того, ускоритель оснащен необходимым количеством телевизионных установок, позволяющих контролировать положение пучка.

Прежде чем поступить на ускорение в кольцевой электромагнит, протоны ускоряются в линейном ускорителе-инжекторе, который также представляет собой уникальную установку. Конечная энергия протонов в нем в два раза превышает энергию частиц, достигнутую в настоящее время на других ускорителях аналогичного типа, и составляет 100 млн. эв при токе в импульсе — 100 ма. Общий вид линейного ускорителя показан на рис. 3. Он состоит из трех последовательно соединенных высокочастотных резонаторов с установленными внутри них 160 трубками дрейфа, в которые вмонтированы квадрупольные линзы. Трубки дрейфа установлены с точностью 50 мкм относительно проектного положения. Частота возбуждения резонаторов 150 Мгц, а импульсная мощность их системы питания около 15 тыс. квт. На линейном ускорителе применена система так называемого каскадного вакуума, когда высокий вакуум создается с помощью титановых насосов только в самих резонаторах, а в промежутке между резонаторами и вакуумным кожухом поддерживается давление 0,1 мм рт. ст. Это позволяет снять с резонаторов механические напряжения и уменьшить возможность попадания в них воздуха через микротрещины.

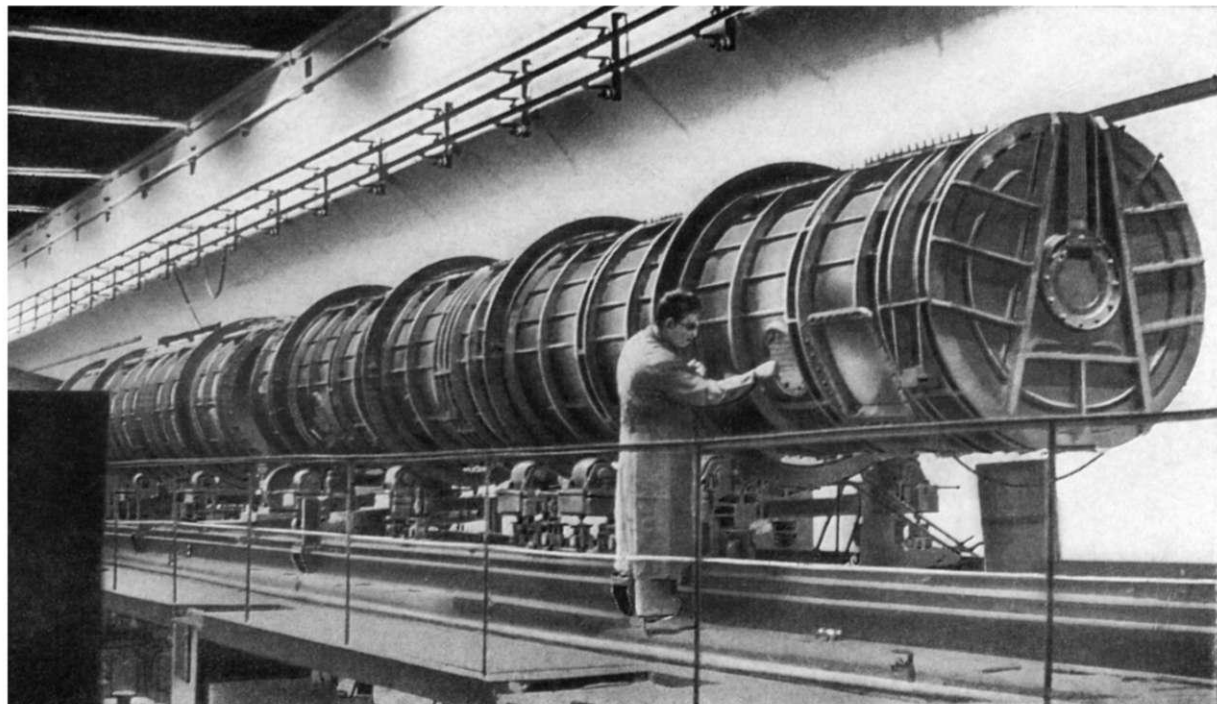


Рис. 3. Линейный ускоритель-инжектор.

Для транспортировки пучка протонов от линейного ускорителя-инжектора до вакуумной камеры кольцевого электромагнита применена ионнооптическая система из магнитных квадрупольных линз и электростатических вводных пластин. Система ввода пучка позволяет осуществлять однооборотную и многооборотную инъекции частиц в кольцевой ускоритель. Общая длина тракта инъекции, включая линейный ускоритель и систему транспортировки пучка, около 160 м.

Кроме протонов на ускорителе можно будет получать для проведения экспериментов достаточно интенсивные пучки вторичных частиц, рождающихся при взаимодействии ускоренных протонов с веществом специальных мишеней: π^\pm -мезонов до энергии 60 Гэв, K^\pm -мезонов и антипротонов до энергии 40–50 Гэв. Таким образом, перед учеными открываются новые широкие возможности для проведения исследований, направленных на углубление наших представлений о природе микромира, и постановки целого ряда экспериментов, результаты которых могут иметь фундаментальное значение.

Протонный синхротрон — безусловно важнейшее, но далеко не единственное сооружение в комплексе ускорителя. Чтобы можно было проводить на современном уровне исследования с пучками частиц высоких энергий, ускоритель должен быть оснащен сложнейшими приборами. Для их размещения построен экспериментальный зал длиной 150 и шириной 90 м без промежуточных опор, что является достижением современной строительной техники. В дальнейшем, с расширением масштаба физических исследований, площадь экспериментальных помещений будет значительно увеличена. Сейчас уже строится целый ряд крупнейших физических установок для регистрации частиц, таких, как многометровые пузырьковые и искровые камеры, многосчетчиковые электронные схемы и т. д. Для проводки частиц от протонного синхротрона к физическим приборам ускоритель будет располагать необ-

ходимым количеством устройств вывода и транспортировки протонов и вторичных частиц. Планируется осуществить на ускорителе несколько вариантов вывода первичных протонов с помощью мощных импульсных магнитных полей. Каналы транспортировки пучков будут иметь в своем составе высокочастотные и электростатические сепараторы для получения «чистых» пучков, т. е. пучков, содержащих вторичные частицы только одного сорта (например, антипротоны или K -мезоны).

Широкие экспериментальные возможности протонного синхротрона ИФВЭ на 70 Гэв несомненно приведут к тому, что этот ускоритель выйдет за рамки научного прибора одного института и станет со временем не только общесоюзным, но и крупнейшим мировым центром по исследованию микромира.

УСКОРИТЕЛЬ ТЯЖЕЛЫХ ИОНОВ

Г. Н. ВЯЛОВ

В 1955 г. было принято решение построить специальный циклотрон для ускорения многозарядных ионов.

Проектные работы по созданию ускорителя выполнены Научно-исследовательским институтом электрофизической аппаратуры им. Д. В. Ефремова, а детали ускорителя изготовлены Ленинградским электромашиностроительным заводом ЛЭО «Электросила». Строительство ускорителя началось в 1957 г. в Объединенном институте ядерных исследований в Дубне. В сентябре 1960 г. были получены первые пучки ускоренных ионов. С 1961 г. на циклотроне успешно проводятся исследования реакций между сложными ядрами, в частности опыты по синтезу трансурановых элементов. Первоначальные предположения ученых о перспективности циклотрона как ускорителя тяжелых ионов полностью подтвердились. Созданный в Дубне ускоритель превосходит по своим

Сравнительные характеристики лучших ускорителей тяжелых ионов

Элемент	Циклотрон МЗИ ОИЯИ, Дубна (310 см), запущен в 1960 г.			Линейный ускоритель, Беркли, США, запущен в 1957 г.			Тандем-генератор, Чок-Ривер, Канада, запущен в 1959 г.			Циклотрон тяжелых ионов, США (432 см), проект 1965 г.		
	Энергия, Мэв	Ток *, мкА	Число частиц в 1 сек, $\times 10^{12}$	Энергия, Мэв	Ток **, мкА	Число частиц в 1 сек, $\times 10^{12}$	Энергия, Мэв	Ток, мкА	Число частиц в 1 сек, $\times 10^{12}$	Энергия, Мэв	Ток, мкА	Число частиц в 1 сек, $\times 10^{12}$
C ¹²	110	100	200	126	2,7	3	30	~ 1	~ 3	155	90	300
N ¹⁴	130	100	200	147	0,7	0,7	35	~ 1	~ 3	130	165	500
O ¹⁶	130	80	160	168	2,3	2,4	40	~ 1	~ 2	115	120	400
Ne ²⁰	170	50	80	210	0,7	0,6	—	—	—	200	50	100
Si ²⁶	200	10	12	—	—	—	—	—	—	—	—	—
Ar ⁴⁰	300	5	4	420	0,03	0,015	—	—	—	285	10	10
F ¹⁹	—	—	—	—	—	—	80	~ 1	~ 1	—	—	—
Cl ³⁵	—	—	—	—	—	—	100	~ 1	~ 1	—	—	—
Br ⁷⁹	—	—	—	—	—	—	120	~ 1	~ 1	—	—	—

* Ток внутреннего пучка.

** В течение 1965—1966 гг. проводилась реконструкция линейного ускорителя, которая, по видимому, позволила увеличить интенсивность пучка примерно в 10 раз путем увеличения частоты импульсов и соответственно радиочастотной мощности. Однако при этом возникла серьезная проблема охлаждения резонатора.

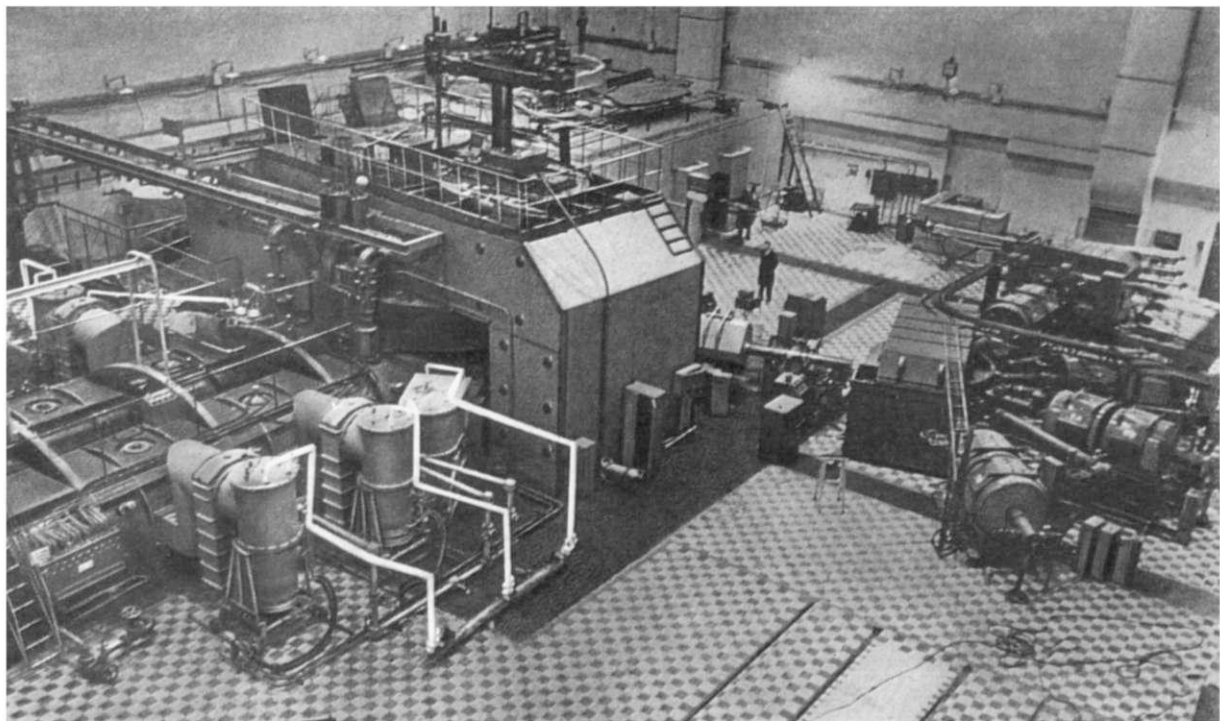


Рис. 1. Общий вид циклотрона.

параметрам все имеющиеся в мире типы подобных установок, что иллюстрируется таблицей, в которой приведены данные об интенсивности и энергии пучков на лучших ускорителях тяжелых ионов.

Ниже описываются основные параметры и особенности 310-см циклотрона тяжелых ионов.

ОСНОВНЫЕ ПАРАМЕТРЫ

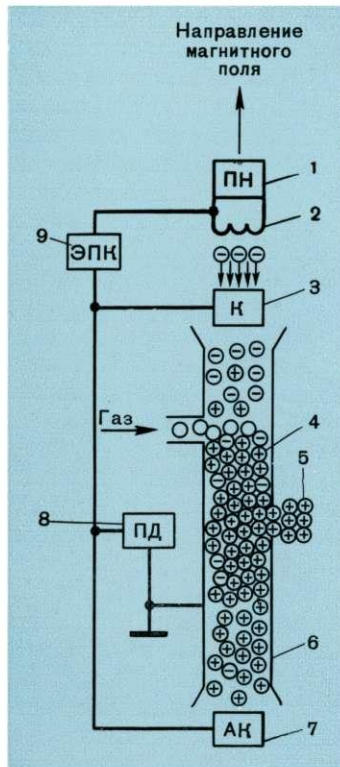
Циклотрон (рис. 1) используется для получения пучков тяжелых ионов от бора до аргона с отношением A/Z от 3,5 до 7. Интенсивность пучков достигает нескольких десятков микроампер, а энергия — (5—10) $Mэв/нуклон$ при относительном разбросе внутри циклотрона около 3%, а на выведенном пучке — не хуже 1,5%. Диаметр полюсных наконечников магнита 310 см. При средней рабочей напряженности магнитного поля $H \approx 16,7$ кэ радиальный спад поля в области конечного радиуса $R_k = 138$ см составляет около 1,5%. Для указанных значений H и R_k энергия ионов определяется по формуле $E = 250 Z^2/A [Mэв]$. Диапазон длин волн высокочастотного генератора от 50 до 100 м. Ускоряющее напряжение между дуантами ~ 300 кв. Рабочее давление в камере циклотрона $\sim 10^{-5}$ мм рт. ст. Расход газа в ионном источнике — от 1,5 до 2 $см^3/мин$ при давлении 760 мм рт. ст.

ИОННЫЙ ИСТОЧНИК

Ионный источник — важнейший элемент ускорителя. От эффективности его работы в значительной степени зависят интенсивность пучка и размеры электромагнита. При проектировании ионного источника для 310-см цикло-

Рис. 2. Устройство ионного источника:

1 — подогрев нити; 2 — нить; 3 — катод; 4 — плазма; 5 — ионы, вытянутые из плазмы; 6 — анод (газоразрядная камера источника ионов); 7 — антикатод; 8 — электрическое питание дуги; 9 — электронный подогрев катода.



трона за основу был взят источник многозарядных ионов, разработанный в Институте атомной энергии им. И. В. Курчатова, который позволял ускорять на 150-см циклотроне ионы N_{14}^{+5} с током в пучке до 1 мка. Введенные затем усовершенствования в десятки раз увеличили выход многозарядных ионов. Теперь на 310-см циклотроне ускоряются многозарядные ионы вплоть до восьмикратно ионизованных атомов аргона.

Ионный источник (рис. 2) представляет собой газоразрядную камеру. Продольная ось камеры совпадает с направлением магнитного поля. В газоразрядной камере имеются три электрода (анод, катод и антикатод, причем анодом служат стенки самой камеры), отверстие для подачи газа и эмиссионная щель.

Ускоренные под действием разности потенциалов между катодом и анодом электроны бомбардируют атомы газа в камере и ионизуют их. По мере увеличения кратности ионизации потенциалы ионизации быстро растут. Поэтому в источнике многозарядных ионов требуется достаточно высокое напряжение разряда (400—1000 в вместо 100 в для ионизации водорода). Кроме того, для эффективной многократной ионизации требуются высокие плотности электронного тока с катода, т. е. большие мощности разряда. В источнике многозарядных ионов на 310-см циклотроне мощность разряда достигает нескольких десятков киловатт (40 кет и более). В непрерывном режиме работы источника эти требования (высокое напряжение и большая плотность тока в разряде) трудно совместимы. В импульсном режиме они выполняются гораздо проще. Именно в таком режиме и работает источник многозарядных ионов на 310-см циклотроне. Большие мощности в разряде требуют от конструкции источника интенсивного охлаждения при малых габаритах и применения термостойких конструкционных и изоляционных материалов.

ЭЛЕКТРОМАГНИТ

Магнитное поле создается железным электромагнитом с цилиндрическими полюсами. К полюсным наконечникам на шпильках подвешены стальные диски толщиной 150 мм, которые одновременно служат крышками вакуумной камеры циклотрона. Зазор между крышками 420 мм. Кроме того, между крышками и полюсами имеются зазоры по 60 мм для внешнего шиммирования.

Величина магнитного поля определяется током намагничивания в двух основных обмотках по 224 витка в каждой. Максимальная напряженность поля ~ 19 кэ получается при токе 2600 а. Характер и величина радиального спада поля определяются внешними и внутренними кольцевыми и дисковыми шиммами. Возможная асимметрия магнитного поля относительно геометрической

средней плоскости, а также величина азимутальной неоднородности корректируются дополнительными катушками с током.

Для ускорения различных ионов напряженность рабочего поля меняется от 16,5 до 17,5 кэ. В некоторых случаях используются и большие значения поля. Высокая напряженность магнитного поля и большие размеры магнитной системы при сильных неоднородностях магнитного поля создают значительные нагрузки в деталях полюсных наконечников. Это предъявило повышенные требования к механической жесткости электромагнита и привело к необходимости внести в конструкцию магнита дополнительные элементы жесткости.

РАДИОЧАСТОТНАЯ УСКОРЯЮЩАЯ СИСТЕМА

Высокочастотный резонатор (рис. 3) выполнен в виде двух коаксиальных четвертьволновых линий, нагруженных на емкость дуантов. Длина линии более 11 м. Диаметр наружного коаксиального цилиндра 1,8, а внутреннего — 0,4 м. Длина дуанта 4, ширина 1,6 м. Емкость дуант — камера составляет 1000 пф. Высокочастотный генератор имеет независимое возбуждение. Закорачивающее устройство выполнено в виде двух медных дисков, соединяющих штоки и баки. Добротность резонатора на коротких волнах составляет 7000—7500, причем 120-квт генератор развивает ускоряющее напряжение между дуантами до 300 кэ. Дальнейшее увеличение напряжения ограничивается дугowymi пробоями в промежутке дуант — камера. Для повышения стабильности высокочастотной системы мощность генератора увеличена до 240 квт.

Важнейший узел ускоряющей системы — дуанты, закрепленные на штоках. Для нормальной работы циклотрона необходимо обеспечить высокую механическую устойчивость дуантов относительно возможных прогибов, боковых отклонений (из-за большой длины штока) и деформаций плакировок (медных листовых покрытий). Положение дуанта должно быть горизонтальным (в пределах нескольких миллиметров), так как при значительных отклонениях его от нормального положения бомбардировка пучком может привести к существенным повреждениям кромки дуанта или поддерживающей плакировку балки каркаса и полностью нарушить работу ускорителя.

Для устранения возможных смещений штока введены дополнительные элементы жесткости — тяги, размещенные между закорачивающим устройством и концом штоков. Тяги позволяют просто регулировать положение дуантов без нарушения вакуума.

Разработана специальная конструкция дуанта, обеспечивающая достаточную для длительной эксплуатации механическую стабильность. В конструкцию каркаса дуанта введены дополнительные элементы жесткости. В частности, основная балка каркаса имеет вид изогнутой прямоугольной коробки.

Большое внимание было уделено изготовлению медных плакировок дуантов и камеры: поверхность их выполняли по возможности гладкой, без ребер жесткости, винтов и сварных швов. Радиусы закругления выбирали допустимо большими. Внутри дуанта несущие балки каркаса защищены от бомбардировки пучком охлаждаемыми трубками.

ВАКУУМНАЯ СИСТЕМА

Ускорение тяжелых ионов в 310-см циклотроне предъявляет к вакууму два специфических требования. Повышенный вакуум требуется для обеспечения необходимой электрической прочности промежутков между высоковольтными электродами. Но даже при отсутствии электрических пробоев имеется очень резкая зависимость интенсивности пучка тяжелых ионов от давления в вакуумной камере циклотрона. Например, увеличение давления от $1 \cdot 10^{-5}$ до $2 \cdot 10^{-5}$ мм рт. ст. снижает интенсивность примерно в три раза. Дело в том,

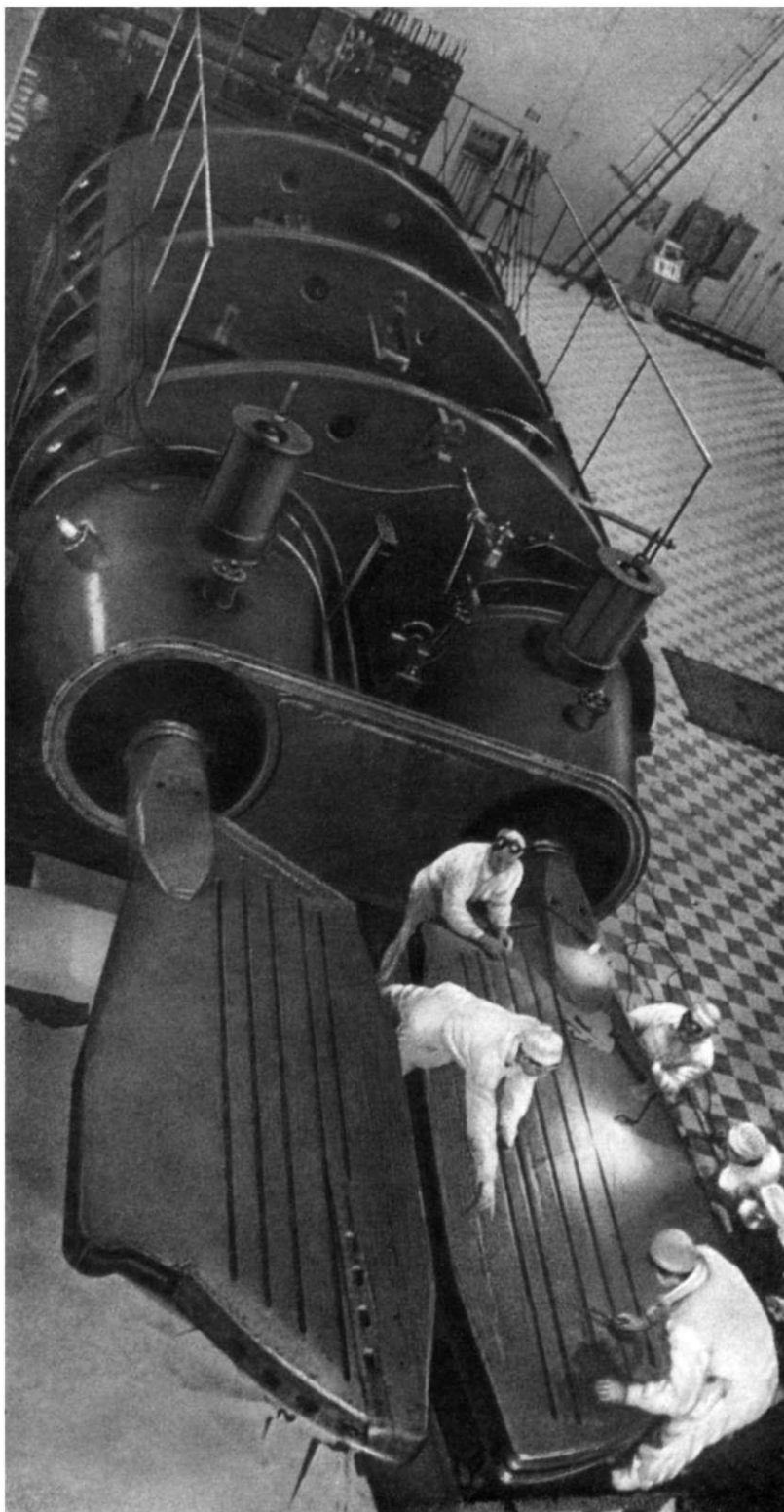


Рис. 3. Дуанты
и резонансные
баки ускорите-
ля.

что тяжелые ионы, сталкиваясь с атомами остаточного газа, с большой вероятностью теряют или захватывают электроны. Это приводит к значительному нарушению синхронизма, а ион, испытавший перезарядку, выпадает из процесса ускорения.

Достаточно высокая электрическая прочность высоковольтной ускоряющей системы и относительно небольшие потери ионов из-за перезарядки обеспечиваются при вакууме от $5 \cdot 10^{-6}$ до $1 \cdot 10^{-5}$ мм рт. ст. Чтобы удовлетворить этим требованиям и иметь необходимый резерв по скорости откачки для быстрого восстановления вакуума после пробоев и других кратковременных нарушений вакуума, установлено шесть диффузионных масляных насосов производительностью $20 \text{ м}^3/\text{сек}$ каждый.

Масляные ловушки охлаждают фреоновой смесью при температуре -20°C . Система форвакуумной откачки диффузионных насосов централизована.

Особенность конструкции вакуумной камеры состоит в том, что она собрана из двух половин, сваренных из листовой нержавеющей стали. Закрепление крышек камеры на полюсных наконечниках позволило освободить другие элементы ее конструкции от нагрузок, вызываемых атмосферным давлением на крышки.

ЦЕНТРАЛЬНАЯ ОБЛАСТЬ УСКОРИТЕЛЯ

Особенность работы 310-см циклотрона — это большой ток ($0,1-0,2 \text{ а}$) тяжелых ионов из источника. Подавляющая их часть — малозарядные ионы — не участвует в процессе ускорения. Эти «паразитные» ионы, бомбардируя вытягивающий электрод, сильно разрушают его. Обычно в циклотронах используется целевой охлаждаемый электрод из меди. В циклотроне многозарядных ионов медный электрод быстро распыляется под действием интенсивной ионной бомбардировки. Тяжелые ионы очень эффективно распыляют бомбардируемый ими материал. Меньше других распыляются тугоплавкие металлы, такие, как тантал или молибден. Чтобы повысить надежность вытягивающего электрода, на 310-см циклотроне долгое время использовалась несимметричная вытягивающая «дужка» из термостойкого молибдена. Однако дужка искажает симметрию вытягивающего электрического поля относительно щели источника, что ухудшает радиально-фазовые характеристики ускорителя по сравнению с симметричным вытягиванием. Естественно было искать конструкцию целевой оптики, к устойчивую ионной бомбардировке. Задача эта, в основном технологическая, удовлетворительно решена установкой массивного, хорошо охлаждаемого медного целевого электрода с молибденовыми накладками толщиной 4 мм , обеспечивающими срок службы электрода несколько сот часов.

ВЫВОД ПУЧКА ИЗ ВАКУУМНОЙ КАМЕРЫ

Вывод ускоренного пучка из камеры циклотрона осуществляется с помощью комбинированной отклоняющей системы из электростатического дефлектора и магнитных каналов (рис. 4).

Если исходить из простой аналогии с дефлектором в протонном циклотроне и предполагать подобие траекторий при одинаковой напряженности магнитного и электрического полей, то при постоянной энергии на нуклон длина дефлектора должна увеличиваться пропорционально A/Z . При этом для сохранения прозрачности дефлектора необходимо также увеличивать его апертуру и, следовательно, отклоняющий потенциал. Поэтому большое внимание уделялось проблеме снижения отклоняющего напряжения. С этой целью первоначально предполагавшийся в проекте угол отклонения траектории от окружности 30° на оси резонансных линий был уменьшен до 18° , а начало дефлектора приближено к оси резонансных линий на 13° (10° вместо 23°).

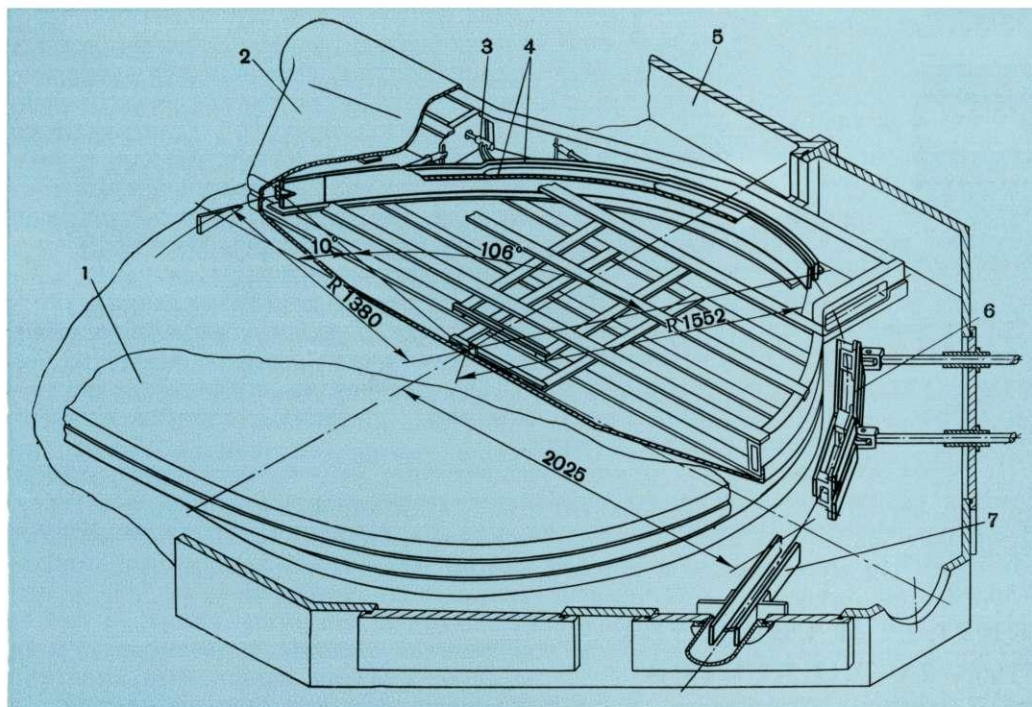


Рис. 4. Схема вывода пучка:

1, 2 — дуанты; 3 — высоковольтный ввод; 4 — пластины дефлектора; 5 — вакуумная камера; 6 — фокусирующий магнитный канал; 7 — внешний магнитный канал.

Использование щелевой начальной оптики и коррекция магнитного поля позволили снизить радиальный заброс пучка до 5—7 мм. Это дало возможность уменьшить входной зазор до 8 мм, а выходной — до 22 мм, не уменьшая прозрачности дефлектора. Снижение отклоняющего потенциала до 50—60 кВ для Ne^{+4}_{22} обеспечивает достаточную надежность дефлектора.

Конструктивно дефлектор выполнен в отдельном алюминиевом каркасе. Поверхность каркаса под потенциальной пластиной дефлектора покрыта листами из нержавеющей стали толщиной 0,2 мм. Угловая протяженность дефлектора 106° . Для уменьшения угловой расходимости пучка и согласования направления пучка с осью ионопровода применяется магнитный канал с фокусировкой. Канал состоит из трех стальных брусков сечением 20×80 мм, расположенных симметрично относительно медианной плоскости. В канале формируется обратный по отношению к основному полю градиент, создающий горизонтальную фокусировку.

Ионный пучок, выходящий из дефлектора, попадает в магнитный канал и приходит в ионопровод хорошо сфокусированным. На оси резонансных линий на радиусе около 200 см пучок имеет ширину не более 6 см и незначительную угловую расходимость.

Положения фокусирующего магнитного канала и дефлектора регулируются без нарушения вакуума. Перед выходом пучка из камеры циклотрона установлен дополнительный экранирующий канал, ослабляющий магнитное поле до 3 кэ. Благодаря использованию магнитных каналов удается провести пучок от дефлектора до первых линз ионопровода практически без потерь. Основные потери пучка происходят в дефлекторе и составляют около 50%.

Опыт эксплуатации 310-см циклотрона показал, что циклотронный метод получения интенсивных пучков энергичных тяжелых ионов — самый простой, надежный и наиболее эффективный из всех известных. Большой класс интереснейших реакций между сложными ядрами в почти не изученной области ядер, в том числе в опытах по синтезу трансурановых элементов, характеризуется столь малыми эффективными сечениями, что величина интенсивности используемых в физических экспериментах пучков является определяющей. Получаемые на циклотроне токи пучков в десятки и в сотни раз превышают токи тяжелых ионов в линейных ускорителях и тандем-генераторах. Поэтому вполне понятен интерес, проявляемый к циклотронам физиками всех стран.

На 310-см циклотроне сейчас успешно изучаются различные реакции между сложными ядрами. На Дубненском циклотроне проведены уникальные эксперименты по синтезу и изучению физико-химических свойств элемента 104, физических свойств изотопов 102-го и 103-го элементов, открыты и изучены протонные излучатели, аномальные спонтанно делящиеся изомеры и выполнены другие физические исследования.

Проводится работа по усовершенствованию 310-см циклотрона, чтобы получить возможность ускорять еще более тяжелые ядра до энергий выше кулоновского барьера. Ожидается, что на этом пути будут получены интересные результаты.

МЕТОДЫ СИНТЕЗА И СВОЙСТВА ТРАНСУРАНОВЫХ ЭЛЕМЕНТОВ*

Г. Н. ФЛЕРОВ, В. А. ДРУИН

ВВЕДЕНИЕ

Самый тяжелый из естественных элементов — уран — был открыт в 1789 г. Возникло предположение, что в природе существуют и более тяжелые, трансурановые, элементы. В то время ничего не было известно о радиоактивности, ученые не знали о превращении элементов, об их распаде.

Теперь мы уже хорошо знаем, что возраст Земли насчитывает около 5 млрд. лет и что до наших дней могли сохраниться только те элементы, которые живут достаточно долго по сравнению с возрастом Земли (их период полураспада должен быть не меньше 100 млн. лет).

Интенсивный поиск трансурановых элементов в земной коре в течение последних 40 лет пока не дал таких результатов, на основании которых можно было бы сделать однозначное заключение об обнаружении в природе долгоживущих «первозданных» трансуранов.

И несмотря на это, в настоящее время периодическую таблицу Д. И. Менделеева заполняют 12 новых трансурановых элементов. Ни один из них не удалось найти в природе, но зато их удалось искусственно получить, синтезировать в научных лабораториях.

МЕТОДЫ СИНТЕЗА ТРАНСУРАНОВЫХ ЭЛЕМЕНТОВ

Начало научного подхода к проблеме синтеза трансурановых элементов относится примерно к 1932 г. и связано с именем Энрико Ферми. После того как были открыты нейтроны, Ферми с сотрудниками проводил исследование

взаимодействия нейтронов с ядрами различных элементов. Результатом этих экспериментов явилось открытие многих новых радиоактивных изотопов, образующихся при захвате нейтронов ядрами. Вскоре им было высказано предположение, что при облучении урана нейтронами можно получить β^- -активные изотопы урана, в результате распада которых будут возникать атомы трансурановых элементов.

Этот способ синтеза оказался ключевым для открытия многих трансурановых элементов. К настоящему времени все трансурановые элементы до фермия (элемента с порядковым номером 100) включительно удалось синтезировать в реакциях радиационного захвата нейтронов.

Однако этот путь был долгим и тернистым. После того как была высказана правильная идея синтеза, потребовались годы до открытия первого трансурана — нептуния (элемента 93).

Ферми имел в своем распоряжении нейтронные источники интенсивностью 10^7 нейтрон/сек. Такой поток нейтронов оказался слишком малым для получения новых элементов — автору блестящего метода не удалось обнаружить даже нептуний.

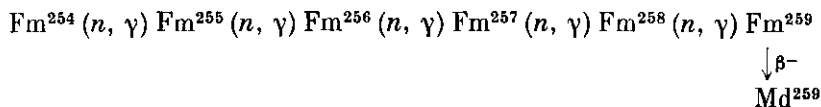
После открытия деления ядер (Ган и Штрассман, 1939 г.) и осуществления управляемой цепной ядерной реакции (Ферми, 1942 г.) были сооружены мощные реакторы с плотностью потока нейтронов в миллионы раз большей, чем в первых нейтронных источниках Ферми. Это позволило осуществить синтез нептуния, плутония и других трансурановых элементов. Большинство из них получено в весовых количествах, а ежегодное мировое производство плутония исчисляется многими тоннами.

Однако возможности этого метода при продвижении в область более тяжелых элементов оказались ограниченными. Чтобы пояснить это, обратимся к рис. 1. На этом рисунке показана схема получения Fm^{254} из U^{238} путем многократного захвата нейтронов в ядерном реакторе. В результате радиационного захвата нейтронов образуются β^- -активные изотопы урана и его ближайших соседей, которые путем цепочки последовательных β^- -распадов превращаются в более тяжелые элементы. Ясно, что для успешного получения более тяжелых элементов (с большим порядковым номером Z) все β^- -стабильные промежуточные ядра должны жить достаточно долго, чтобы успеть захватить нейтрон и превратиться в β^- -активный изотоп. Однако чем тяжелее ядро, тем оно менее стабильно, и в области $Z \geq 100$ время жизни промежуточных изотопов становится очень малым по сравнению со временем, необходимым для захвата еще одного нейтрона при существующих плотностях нейтронных потоков в реакторах.

Другая возможность получения трансурановых элементов — это увеличение плотности потока нейтронов, что позволит ускорить процесс захвата нейтронов ядрами. Однако и здесь из-за многих технических трудностей, связанных с большим тепловыделением в мощных реакторах, вряд ли можно продвинуться далеко вперед.

В настоящее время один из самых мощных в мире реакторов, СМ-2, построенный в Советском Союзе, имеет максимальную плотность потока нейтронов в активной зоне $3 \cdot 10^{15}$ нейтрон/(см²·сек). Несмотря на столь большую плотность, трудно рассчитывать на получение какого-либо изотопа 101-го элемента (менделевия) даже в этом реакторе.

Дело в том, что при синтезе, например, Md^{259} путем нейтронного захвата необходимо осуществить такую последовательность реакций:



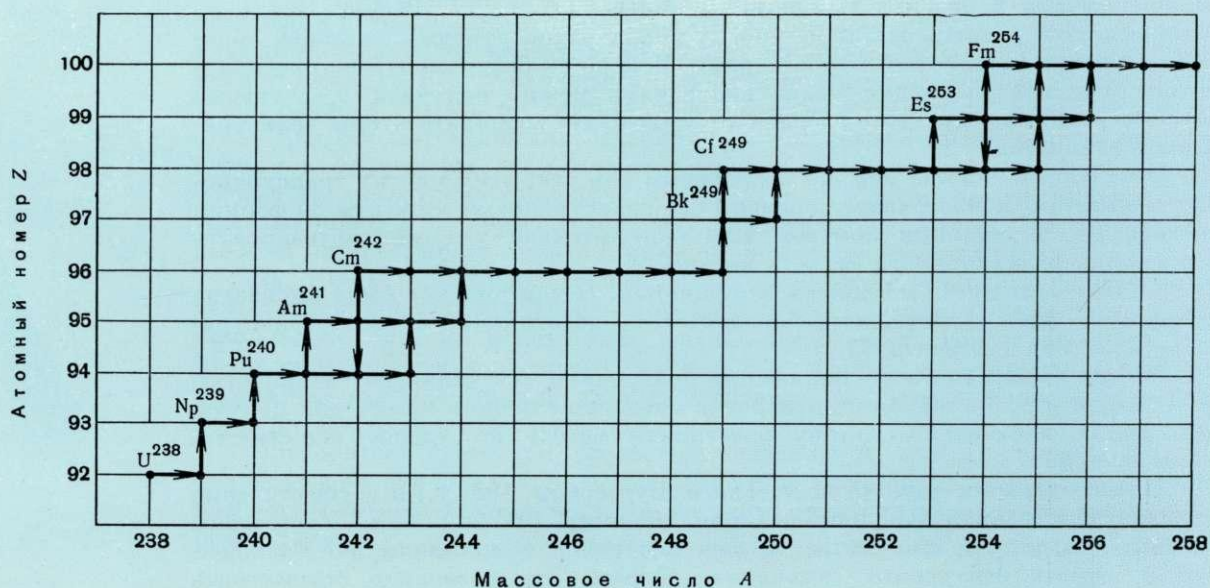


Рис. 1. Схема получения Fm^{254} из U^{238} в ядерном реакторе. Горизонтальные стрелки показывают захват нейтронов, вертикальные — бета-распад.

Первым β^- -активным изотопом фермия в этой цепочке является Fm^{259} . Путь к нему лежит через Fm^{256} и Fm^{258} , которые делятся спонтанно (т.е. самопроизвольно) с периодами полураспада 2,7 ч и примерно 0,5 сек соответственно. Это время слишком мало для достаточно эффективного образования Fm^{259} .

Эти трудности можно в какой-то мере преодолеть, используя импульсные нейтронные потоки, когда за интервалы времени, существенно меньшие времени жизни промежуточных ядер, происходит многократный захват нейтронов. Таким путем в 1952 г. были впервые синтезированы два новых элемента — эйнштейний и фермий. Большая группа американских ученых (Гиорсо и др., 1955 г.) выделила из пород, взятых с места термоядерного взрыва, изотопы эйнштейния и фермия с массовым числом 255. Они образовались в результате мгновенного захвата 17 нейтронов каждым ядром U^{238} . С тех пор американские физики и химики провели много экспериментов в процессе подземных испытаний ядерных устройств, однако их успехи оказались весьма скромными. В течение 14 лет удалось продвинуться лишь на две массовые единицы. В 1966 г. при подземном взрыве был получен Fm^{257} .

Здесь встретились двоякого рода трудности: с одной стороны, вероятность захвата еще большего числа нейтронов существенно уменьшается, а с другой — малое время жизни тяжелых ядер вызывает необходимость довольно быстрой переработки огромного количества сырья для выделения исследуемого элемента.

Другой метод синтеза трансурановых элементов, также широко используемый для получения многих элементов, начиная с нептуния и плутония (1940 г.), является комплексным. Это метод ядерных реакций с легкими заряженными частицами (дейтронами, α -частицами). Эксперименты проводятся в два этапа. Как правило, в качестве мишени в опытах на циклотронах применяются вещества, полученные облучением урана нейтронами в реакторе.

Таким образом, комбинация реактора и ускорителя легких заряженных частиц позволила впервые получить пять из девяти трансурановых элементов —

от нептуния до менделевия — в реакциях с дейтронами и α -частицами. Но дальнейшие эксперименты крайне затруднены из-за ограниченного ассортимента мишеней. В опытах по синтезу менделевия в качестве мишени использовался эйнштейний. Сейчас в США планируются эксперименты по облучению Fm^{257} α -частицами с целью синтеза некоторых изотопов 102-го элемента. С помощью этого метода, по-видимому, можно будет синтезировать несколько изотопов уже известных элементов, но получить новые элементы с большим атомным номером не представляется возможным из-за отсутствия более тяжелых мишеней.

Поэтому в ближайшие годы главным методом синтеза трансформиевых элементов явится третий метод, основанный на применении ядерных реакций, вызываемых ускоренными тяжелыми ядрами. Его принципиальные преимущества перед другими методами наглядно продемонстрированы результатами выполненных в Советском Союзе экспериментов по получению 101, 102, 103 и 104-го элементов.

Основная трудность, которая встречается при решении проблемы получения новых элементов с помощью тяжелых ионов, связана с малыми величинами сечений ядерных реакций и с тенденцией к их уменьшению при синтезе ядер со все большим зарядом. Наличие кулоновского потенциального барьера препятствует слиянию ионов малых энергий с мишенью. При энергиях ионов, превышающих кулоновский барьер, энергия возбуждения составного ядра в области трансурановых элементов оказывается порядка нескольких десятков мегаэлектронвольт. При таких энергиях возбуждения составное ядро в подавляющем большинстве случаев испытывает деление, и лишь в ничтожной доле актов распада энергия возбуждения уносится только нейтронами. Так, при облучении урана ионами неона соотношение между процессами вылета нейтрона и деления близко к одной сотой. Поэтому после первого этапа 99 из 100 ядер поделятся. Оставшиеся ядра опять будут либо делиться, либо испускать нейтрон. Всего пройдет четыре или пять таких этапов, и это приведет к тому, что выход ядра после испарения нейтронов составит примерно одну стомиллионную долю, т. е. из 10^8 образовавшихся составных ядер лишь одно «уцелеет», остальные поделятся на два осколка, которые для синтеза нового элемента не представляют интереса, так как находятся в середине периодической системы элементов Д. И. Менделеева.

С увеличением заряда составного ядра растет параметр делимости Z^2/A , снижается барьер деления, а также вероятность вылета нейтрона из-за усиления конкуренции деления. Следовательно, уменьшается сечение реакции, т. е. трудности, связанные с малым выходом новых элементов, возрастают в 10 раз при увеличении Z нового элемента на единицу.

Естественно, что один из возможных путей преодоления этих трудностей — это повышение интенсивности пучков тяжелых ионов.

В 1960—1961 гг. в Объединенном институте ядерных исследований (ОИЯИ, г. Дубна) начал работать большой циклотрон (диаметр полюсов магнита 310 см), предназначенный для ускорения многозарядных ионов, от бора до кальция включительно.

Разработанный в Советском Союзе мощный источник ионов позволяет получать на этом циклотроне пучки ионов бора, кислорода, неона, аргона очень большой интенсивности, достигающей десятков и сотен микроампер ($\mu\text{ка}$). По своим параметрам циклотрон ОИЯИ превосходит все ускорители подобного типа, работающие в лабораториях разных стран.

Это преимущество позволило физикам ОИЯИ успешно провести интересные исследования как в области синтеза трансурановых элементов, так и в других аспектах ядерной физики. Особенно ярко оно проявилось в физических и химических работах по 104-му элементу.

Менделевий (элемент 101). Впервые этот элемент получили Гиорсо, Харви, Чоппин, Томпсон и Сиборг в 1955 г. в результате облучения мишеней, содержащих малое количество Es^{253} , ионами гелия: $\text{Es}^{253}(\alpha, n) 101^{256}$. По предложению авторов элемент был назван в честь Д. И. Менделеева, создателя периодической системы элементов (символ Md). Для идентификации элемента использовалось хроматографическое разделение на ионообменных колонках. Полное число атомов, выделенных в первых экспериментах, составило 17.

В Советском Союзе работы по синтезу трансурановых элементов были начаты значительно позднее, чем в США, которые занимали монопольное положение в этой области науки практически до момента пуска большого циклотрона в Объединенном институте ядерных исследований.

Первые заметные успехи были достигнуты исследователями ОИЯИ в 1961 г., когда был разработан способ получения менделевия облучением урана ионами неона. В результате осуществления ядерной реакции $\text{U}^{238}(\text{Ne}^{22}, p + 3n)\text{Md}^{256}$ удалось синтезировать несколько сот атомов менделевия в одном опыте. Это было достигнуто благодаря большим токам неона (до 100—150 $\mu\text{ка}$), полученным на 310-см циклотроне при помощи специальных наклонных мишеней, способных выдерживать интенсивные облучения, сопровождающиеся большим тепловыделением.

Значительное количество атомов, полученных в одном опыте, позволило экспериментаторам Дубны провести более тщательные исследования химических свойств менделевия, особенно его поведения при ионообменном разделении и экстракционных свойств.

Один из трех известных изотопов менделевия, Md^{252} , был впервые синтезирован в Дубне. Установлено, что этот изотоп распадается путем электронного захвата с периодом полураспада 8 мин.

Элемент 102. По мере продвижения в область все более тяжелых элементов возрастали трудности их получения и идентификации, а вместе с тем изменялись и критерии оценки факта открытия каждого нового элемента. Идентификация долгоживущих элементов вплоть до менделевия осуществлялась химическим методом, в котором изучалось поведение элемента при его хроматографическом разделении на ионообменных смолах. Для короткоживущих элементов 102 и 103 были использованы только физические способы идентификации изотопов по их ядерным свойствам и особенностям ядерных реакций, в которых осуществляется синтез.

Как в случае физического, так и химического методов идентификации необходимо определить радиоактивные свойства распада нового излучателя и однозначно доказать, что этими свойствами обладает ядро с данным порядковым номером и данной массой. В распоряжении химиков имеется периодическая система Д. И. Менделеева, которая достаточно точно предсказывает химические свойства элементов. Радиохимия позволяет выделить микроколичества исследуемого элемента и точно идентифицировать его порядковый номер. Однако известные методы радиохимического выделения для элементов 102 и 103 оказываются недостаточно экспрессными. Физический метод отличается большим быстродействием, но здесь возникают существенные принципиальные трудности, обусловленные недостаточно точным знанием ядерных свойств новых элементов, а также отсутствием резкой разницы в этих свойствах у ядер, далеко отстоящих друг от друга по Z.

Если речь идет о наблюдении α -распада нового элемента, то этот вид радиоактивности подчиняется достаточно четким закономерностям в области трансурановых элементов и поддается теоретическим оценкам: измеряя энергию α -частиц и период полураспада нового излучателя, можно указать, с распадом какого трансуранового ядра связано появление этих α -частиц.

Однако имеется большая область α -радиоактивных ядер, расположенных вблизи свинца (Po—Ra), радиоактивные свойства которых очень близки к предполагаемым свойствам трансфермиевых элементов.

В ядерных реакциях с тяжелыми ионами продукты, сходные по свойствам α -распада с ядрами новых элементов, получают иногда в значительно большем количестве, чем ядра самих элементов. Фоновые α -излучатели обычно возникают на малых примесях свинца, висмута, ртути в мишенях или вследствие сложных реакций обмена нуклонами между ядрами мишени и бомбардирующими частицами.

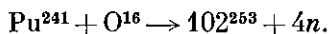
Имеется возможность избежать некоторых из перечисленных трудностей, если регистрировать α -активные ядра по их дочерним продуктам. Например, при α -распаде 102-го элемента образуется два ядра: ядро гелия и ядро фермия (100-го элемента). Изотопы фермия живут достаточно долго, и их можно идентифицировать химически. Этим методом удастся измерить период полураспада материнского ядра.

Рассмотрим кратко историю открытия 102-го элемента.

Первая публикация об открытии 102-го элемента появилась в ноябре 1957 г. Кюриевая мишень [смесь изотопов Cm^{244} (96%) и Cm^{246} (4%)] облучалась ионами тяжелого изотопа углерода C^{13} , ускоренными на 225-см циклотроне Нобелевского института в Стокгольме. В работе принимали участие шведские, американские и английские физики и химики.

Использовалась методика улавливания ядер отдачи, вылетающих из мишени, и последующего их химического разделения на хроматографической колонке. Фракция, соответствующая вымыванию 102-го элемента, анализировалась при помощи ионизационной камеры. В 50 экспериментах было зарегистрировано 12 α -частиц с энергией 8,5 Мэв. Полученные ядра распадались с периодом полураспада примерно 10 мин. Из-за сильной немонохроматичности пучка исследователи не смогли идентифицировать тип реакции. Предположительно указывалось, что синтезирован изотоп 102^{251} или 102^{253} за счет реакции $\text{Cm}^{244} (\text{C}^{13}, 4n \text{ или } 6n)$. Элементу 102 было присвоено название «нобелей» (символ No).

В феврале 1958 г. были закончены опыты по получению 102-го элемента в Институте атомной энергии им. И. В. Курчатова в Москве. В этих экспериментах изучалась реакция



Для регистрации α -распада 102-го элемента применялись ядерные фотоэмульсии. Химическая идентификация не проводилась. Трудность идентификации состояла в наличии заметного фона α -частиц от распада ядер — продуктов реакций, возникающих на примесях свинца и висмута в плутониевой мишени. Радиоактивные свойства фоновых продуктов оказались близкими к ожидаемым радиоактивным свойствам 102-го элемента. Измеренный период полураспада этого изотопа составил не более 40 сек. Полученный результат не подтверждал данных работы, выполненной в Нобелевском институте в Стокгольме.

В апреле 1958 г. в Радиационной лаборатории им. Лоуренса (США) были повторены опыты, проведенные объединенной группой ученых в Стокгольме. Опыты проводились на линейном ускорителе тяжелых ионов, позволявшем получать монохроматичный пучок ионов углерода с интенсивностью, намного превосходившей интенсивность Стокгольмского ускорителя. В качестве мишени использовался кюрий с тем же изотопным составом. Ожидалось, что выход 102-го элемента будет значительно больше из-за более выгодных условий эксперимента. Однако результаты оказались отрицательными. Долгоживущих изотопов, которые можно было бы принять за изотопы 102-го элемента, не было обнаружено.

После этих экспериментов были поставлены опыты по обнаружению короткоживущих изотопов 102-го элемента. Для этой цели была разработана специальная методика, позволявшая идентифицировать 102-й элемент по дочернему 100-му элементу (фермию). Ядра 102-го элемента, выбитые из мишени, собирались на непрерывную конвейерную ленту, которая переносила их к сборнику дочерних продуктов. За счет отдачи при α -распаде ядер 102-го элемента ядра фермия слетали с ленты и электрическим полем собирались на металлические сборники, расположенные вдоль ленты. Идентификация фермия проводилась на ионизационных камерах по известным свойствам распада. По распределению ядер фермия вдоль ленты при заданной скорости движения конвейера можно было судить о периоде полураспада материнского ядра.

С помощью этой методики была изучена реакция $\text{Sm}^{246}(\text{C}^{12}, 4n)102^{254}$. В каждом опыте регистрировалось до 40 ядер Fm^{250} . В двух опытах, в которых было зарегистрировано 11 атомов, проводилась химическая идентификация фермия. Период полураспада изотопа 102^{254} оказался равным примерно 3 сек.

В другой серии опытов в 1959 г. была измерена энергия α -частиц, соответствующая трехсекундному периоду полураспада. Энергия оказалась равной 8,3 Мэв. Кроме того, в этих же опытах было обнаружено спонтанное деление с периодом полураспада примерно 6 сек, которое исследователи приписали изотопу 102^{254} .

В публикациях работ американских авторов отсутствует подробное изложение опытов, а именно: не приводятся функции возбуждения реакции; не описана химическая методика выделения фермия; нет указаний на проведение перекрестных реакций; не сообщаются данные по фоновым экспериментам.

В марте 1963 г. в Лаборатории ядерных реакций ОИЯИ был синтезирован новый изотоп 102-го элемента с массовым числом 256. Установлено, что изотоп 102^{256} является α -активным и имеет период полураспада примерно 8 сек.

Синтез осуществлялся по реакции $\text{U}^{238}(\text{Ne}^{22}, 4n)102^{256}$, идентификация изотопа 102^{256} проводилась по его дочернему продукту — Fm^{252} . Методика эксперимента была выполнена таким образом, что осуществлялось надежное отделение ядер Fm^{252} — продуктов α -распада 102-го элемента — от всех других продуктов ядерных реакций. Это достигалось использованием специального сепаратора с собиранием ядер отдачи после α -распада электрическим полем в газе, а также применением методов ионообменной химии и альфа-спектрометра с высоким разрешением. Многочисленные контрольные опыты подтвердили надежность использованной методики.

Эксперименты проводились на внутреннем пучке циклотрона многозарядных ионов. Высокая интенсивность пучка ионов $\text{Ne}^{22}(\sim 20 \text{ мка})$ позволяла регистрировать в каждом опыте до нескольких сот ядер изотопа 102^{256} , несмотря на то что сечение указанной реакции чрезвычайно мало и составляет в максимуме $4,5 \cdot 10^{-32} \text{ см}^2$. Большое количество полученных ядер изотопа 102^{256} позволило надежно исследовать его свойства и закономерности синтеза. В другой серии опытов был определен период полураспада для спонтанного деления изотопа 102^{256} , который оказался равным 1500 сек, что примерно в 100 тысяч раз больше, чем это следует из экспериментальных и теоретических исследований свойств изотопов 102-го элемента, выполненных в Радиационной лаборатории им. Лоуренса.

В 1965 г. в Лаборатории ядерных реакций в Дубне были поставлены эксперименты по измерению периода полураспада и энергии α -частиц изотопа 102^{254} с целью проверить данные первой американской работы. Эксперименты проводились двумя методами. Один из них — тот же самый, который использовался при измерении периода α -распада изотопа 102^{256} . Было показано, что период полураспада изотопа 102^{254} составляет 75 сек. Это значение не согласуется с ранее полученными данными (3 сек). В другой работе по синтезу этого изотопа была измерена энергия α -частиц, испускаемых при его распаде. Она оказа-

лась равной 8,11 Мэв, вместо 8,3 Мэв по данным работы исследователей Радиационной лаборатории им. Лоуренса.

В работе Гиорсо и др. (1961 г.) сообщалось также о свойствах изотопа 102^{255} . Указывалось, что этот изотоп испытывает α -распад с периодом полураспада 15 сек и энергией α -частиц 8,2 Мэв. Никаких детальных экспериментальных данных в работе не приведено.

В ОИЯИ изотоп 102^{255} был синтезирован в 1966 г. по ядерным реакциям $U^{238}(Ne^{22}, 5n)102^{255}$ и $Pu^{242}(O^{18}, 5n)102^{255}$. Оказалось, что его свойства также сильно отличаются от свойств, описанных американскими учеными. В Дубне для изотопа 102^{255} получены значения периода полураспада 3 мин и энергии α -частиц 8,08 Мэв.

Таким образом, потребуется еще немало времени и усилий, чтобы завершить многолетнюю историю открытия 102-го элемента.

Лоуренсий (элемент 103). Элемент 103, названный лоуренсием в честь изобретателя циклотрона Лоуренса, был получен в 1961 г. группой физиков Радиационной лаборатории им. Лоуренса (США) при облучении мишени из калифорния (сложного изотопного состава) ускоренными ионами бора.

Среди многих α -активных изотопов, возникавших в ядерных реакциях, был обнаружен изотоп с периодом полураспада 8 ± 2 сек, ядра которого испускали α -частицы с энергией 8,6 Мэв. Исследование функции возбуждения для образования этого изотопа показало, что при облучении ионами B^{10} протекает реакция с испарением пяти нейтронов, а в случае B^{11} — шести нейтронов. Предположительно было указано массовое число синтезированного изотопа — Lr^{257} . Наблюдаемый эффект был очень мал, и трудности регистрации нового элемента по его α -излучению на большом фоне других α -излучателей, так же как и в опытах по 102-му элементу, проявились в полной мере.

В 1965 г. в Лаборатории ядерных реакций ОИЯИ был синтезирован другой изотоп лоуренсия — Lr^{256} — по реакции $Am^{243}(O^{18}, 5n)Lr^{256}$.

Регистрация и идентификация изотопа Lr^{256} производились с помощью методики, применявшейся при изучении изотопа 102^{256} . Было показано, что период полураспада Lr^{256} составляет 45 сек.

Элемент 104. Особенно наглядно все сложности в открытии новых элементов проявились в экспериментах по синтезу 104-го элемента, проведенных в 1964—1966 гг. в Объединенном институте ядерных исследований.

В области трансурановых элементов одни и те же ядра могут испытывать два типа распада: α -распад и спонтанное деление.

Спонтанное деление урана открыто в 1939 г. К. А. Петржаком и Г. Н. Флеровым под руководством И. В. Курчатова. Процесс заключается в том, что тяжелое ядро, находящееся в основном (невозбужденном) состоянии, самопроизвольно делится на два осколка примерно равной массы.

Если время жизни ядра по отношению к α -распаду окажется меньше, чем к спонтанному делению, то радиоактивное ядро будет испускать α -частицу. Так, эксперименты показали, что в случае изотопа 102^{256} на 150 актов α -распада приходится один акт спонтанного деления. Ожидалось, что для 104-го элемента спонтанное деление станет основным процессом распада. Тогда исключалась возможность проводить идентификацию нового элемента по его дочернему ядру, как это имело место в опытах по синтезу изотопа 102^{256} . По существу, кроме наблюдения самого акта спонтанного деления, экспериментатор не мог извлечь из опыта никаких дополнительных данных, которые позволили бы восстановить картину образования нового элемента.

Это обстоятельство заставило изменить подход к решению проблемы синтеза нового элемента и предъявило весьма жесткие требования к физической аппаратуре.

Для получения 104-го элемента была выбрана ядерная реакция $Pu^{242}(Ne^{22}, 4n)104^{260}$. Эксперименты проводились на внутреннем пучке 310-см

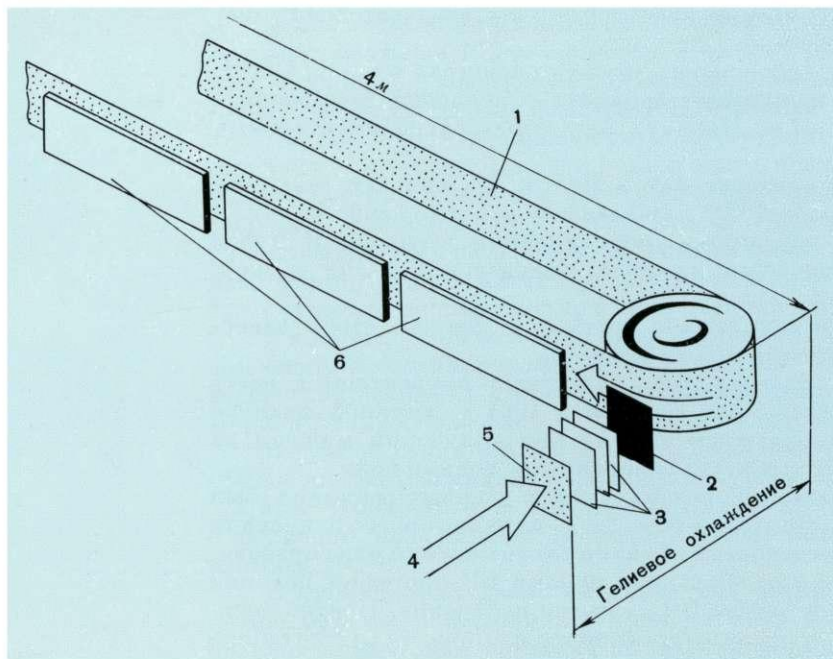


Рис. 2. Схема устройства, применявшегося в опытах по синтезу 104-го элемента:

1 — конвейерная лента; 2 — мишень Pu^{242} ; 3 — тормозные фольги; 4 — пучок тяжелых ионов; 5 — вакуумная фольга; 6 — детекторы.

циклотрона тяжелых ионов. На рис. 2 показана схема экспериментального устройства, применявшегося в опытах. Никелевая лента длиной 8 м переносила ядра — продукты реакции от мишени к детекторам.

Наиболее жесткие условия предъявляются к детекторам, которые фиксируют радиоактивный распад. Если ядро нового элемента испытывает спонтанное деление, то необходимо, чтобы детектор регистрировал только осколки деления, оставаясь абсолютно нечувствительным к другим частицам. Такие детекторы были разработаны в Лаборатории ядерных реакций ОИЯИ. Оказалось, что всем требованиям удовлетворяют простые материалы: слюда, стекло, лавсан и некоторые другие.

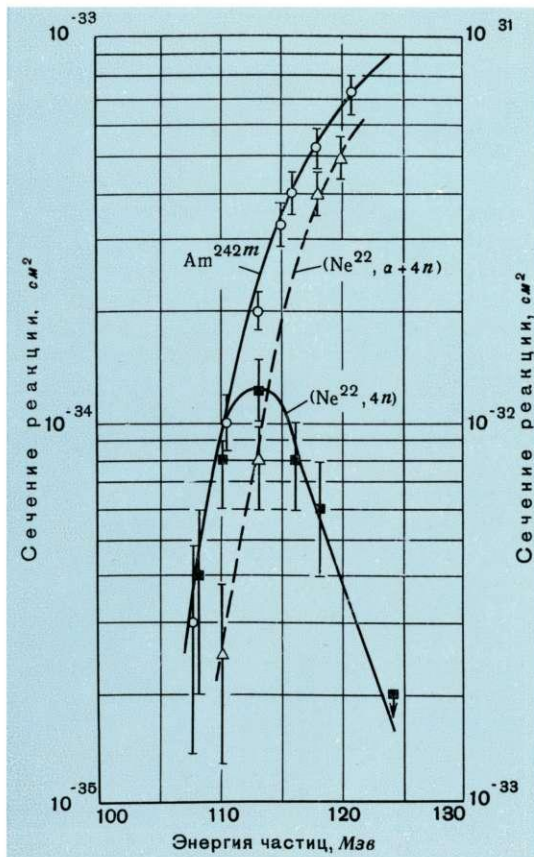
Вбиваясь в стекло, осколки деления оставляют узкие невидимые каналы. После травления плавиковой кислотой эти каналы превращаются в «кратеры» диаметром около 10 мкм, которые хорошо видны под микроскопом. Эффективность регистрации осколков стеклянными детекторами достигает 80%, в то время как ядра с массой, меньшей, чем у осколков, не регистрируются совсем.

Использование этих детекторов позволило регистрировать очень редкие события спонтанного деления в условиях громадного фона других радиоактивных излучений, возникающих в процессе облучения.

В связи с тем что ожидаемый эффект был чрезвычайно малым, высокие требования предъявлялись также к материалам различных элементов конструкции.

Наибольшую опасность представлял процесс деления урана под действием нейтронов, возникавших при облучении мишени мощным потоком ускоренных ионов. Незначительные примеси урана в ленте-транспортере или в самих детекторах привели бы к образованию фоновых осколков. Было установлено, что опасная концентрация урана составляет $10^{-8}\%$, поэтому применяемые материалы тщательно исследовались на содержание урана. В частности, обычное стекло оказалось непригодным. Поэтому в качестве детекторов использовалось

Рис. 3. Энергетические зависимости сечений образования спонтанно делящихся продуктов в реакции $\text{Pu}^{242} + \text{Ne}^{22}$:
 ● — экспериментальные точки для синтеза изотопа с периодом полураспада 0,3 сек;
 △ — экспериментальные точки для синтеза изотопа 102^{256} ; ○ — экспериментальные точки для синтеза изомера Am^{242m} . Правая шкала сечений относится к синтезу Am^{242m} .



фосфатное стекло или лавсан, в которых содержание урана существенно меньше, однако и после этого проблема фона не была полностью решена.

В 1961 г. в Лаборатории ядерных реакций ОИЯИ было открыто новое явление — ускоренное спонтанное деление ядер, находящихся в изомерном состоянии. Так, ядро Am^{242} в основном состоянии имеет период полураспада для спонтанного деления больше $2 \cdot 10^{14}$ лет, в то время как это же ядро в изомерном состоянии испытывает спонтанное деление с периодом полураспада 0,013 сек. В реакциях с тяжелыми ионами было найдено еще пять спонтанно делящихся изомеров с периодами полураспада 0,85 мсек (Am^{240} и Am^{244}), 60 сек (Np^{228}), 3 сек и 2,6 мин (неидентифицированные изомеры). Эти ядра образуются в реакциях неполного слияния налетающей частицы и ядра-мишени. Поэтому заведомо было известно, что в опыте по 104-му элементу будет наблюдаться спонтанное деление с периодами полураспада 0,013 сек от Am^{242m} и 8 сек, обусловленное распадом уже известного изотопа 102^{256} .

При длительном облучении плутониевой мишени ионами Ne^{22} с энергией 114 Мэв, соответствующей максимуму сечения реакции $\text{Pu}^{242}(\text{Ne}^{22}, 4n)104^{260}$, во временном интервале от 0,2 до 2 сек были обнаружены осколки деления. Эффект оказался очень малым: в среднем за 6 ч облучения регистрировался один акт деления. Поэтому в дальнейшем каждый опыт проводился непрерывно в течение 50—60 ч. Распределение осколков деления нового ядра вдоль детекторов позволило оценить его период полураспада, который оказался равным примерно 0,3 сек.

Была исследована энергетическая зависимость поперечного сечения образования изотопа с периодом полураспада 0,3 сек, Am^{242m} и изотопа 102^{256} .

Результаты показаны на рис. 3. Функция возбуждения изотопа с периодом полураспада 0,3 сек имеет максимум при энергии ионов Ne^{22} 114 Мэв и полуширину около 10 Мэв, что соответствует испарительной реакции $(\text{Ne}^{22}, 4n)$. Форма кривой подобна форме функции возбуждения реакции $\text{U}^{238}(\text{Ne}^{22}, 4n)102^{256}$, тщательно изученной в опытах с изотопом 102^{256} . Были проведены также контрольные облучения U^{238} ионами Ne^{22} и Pu^{242} ионами Ne^{20} . В этих опытах эффект с периодом полураспада 0,3 сек не наблюдался.

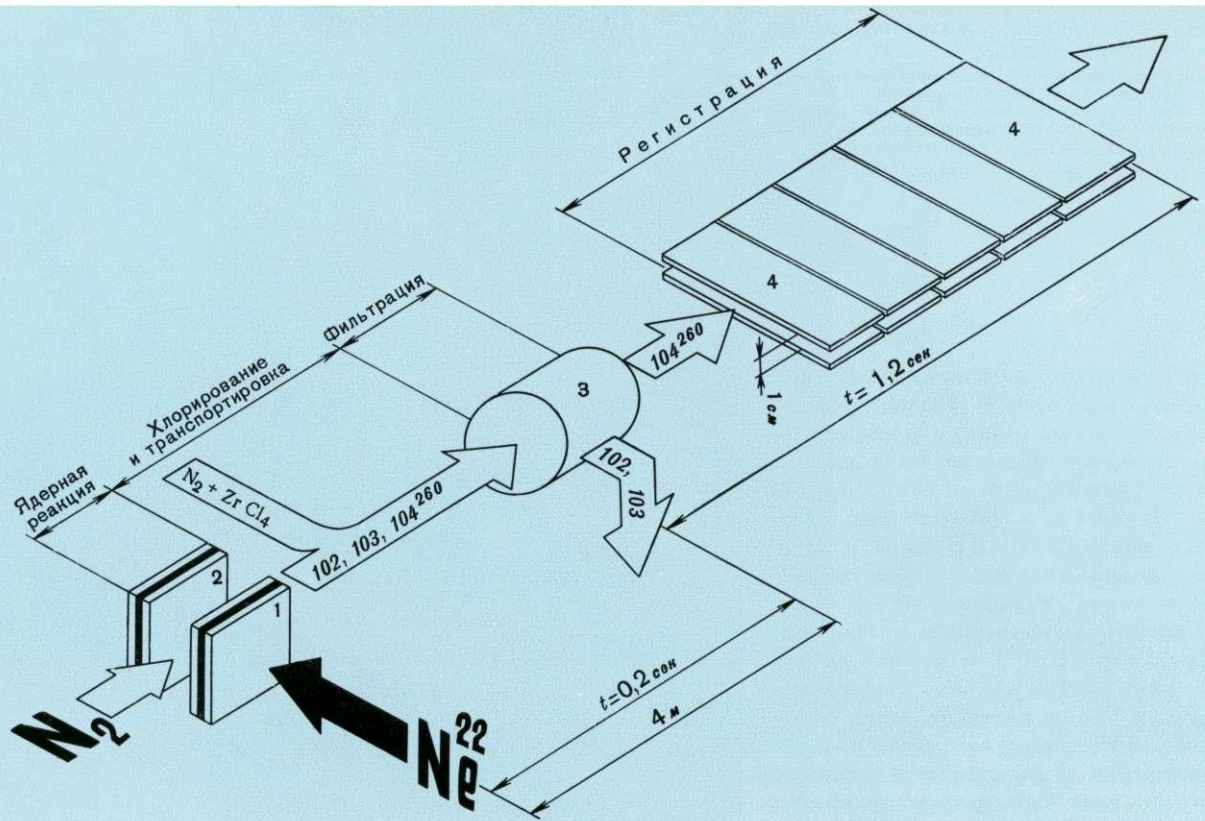


Рис. 4. Схема опыта для изучения химических свойств 104-го элемента:
1 — мишень Pu^{242} ; 2 — алюминиевая фольга; 3 — фильтр; 4 — слюдяные детекторы.

Таким образом, результаты экспериментов дали достаточно оснований предполагать, что синтезирован элемент 104^{260} с периодом полураспада 0,3 сек.

Однако, принимая во внимание трудности синтеза трансфермиевых элементов, исследователи считали совершенно необходимым проведение химических экспериментов для дополнительной идентификации и изучения химических свойств 104-го элемента.

Такие эксперименты проводились и успешно завершены в 1966 г. группой чехословацких и советских сотрудников Лаборатории ядерных реакций ОИЯИ. Согласно известной актиноидной гипотезе, семейство актиноидов (элементов, расположенных в периодической таблице за актинием) должно содержать, по аналогии с лантаноидами, 14 элементов и заканчиваться лоуренсием.

Следующий, 104-й элемент должен быть элементом переходного ряда, т. е. аналогом циркония (элемент 40) и гафния (элемент 72).

Для проведения химического опыта со 104-м элементом в распоряжении химиков имеются лишь доли секунды. Ясно, что в этом случае не может быть и речи о проведении опыта с растворами. Здесь необходим особый подход.

В 1960—1964 гг. группа радиохимиков ОИЯИ под руководством И. Звара разработала новый метод радиохимического анализа, основанный на применении газовой химии. Газы быстро смешиваются, легко и быстро транспортируются по трубам, реакции в газах проходят с большой скоростью. При помощи этого метода анализа представлялось возможным сравнить

физико-химические свойства высших хлоридов актиноидных элементов, гафния и 104-го элемента.

Типичная температура кипения хлоридов актиноидов составляет 1700°C , в то время как хлориды элементов IV группы (циркония, гафния) возгоняются при 300°C . Предполагалось, что резкое различие в летучести хлоридов скажется на их поведении в процессе опыта. Молекулы нелетучих соединений (хлориды актиноидов) очень интенсивно взаимодействуют с любой поверхностью, прочно связываются с ней. Соответственно молекулы летучих соединений непрочно связываются с поверхностью и при невысокой температуре могут уйти с газовым потоком. Таким образом, предполагалось, что молекулы $(104)\text{Cl}_4$, если элемент 104 является аналогом гафния, вместе с четыреххлористым гафнием будут уноситься газом при повышенной температуре газового тракта.

Схема опыта для изучения химических свойств 104-го элемента показана на рис. 4. По ходу газовой струи поставлен фильтр, чтобы увеличить вероятность столкновения молекул с твердой поверхностью. Через фильтр должны были проходить только молекулы 104-го элемента, уносимые парами ZrCl_4 или HfCl_4 . Газ далее поступал в зазор между детекторами осколков спонтанного деления из слюды, предварительно обработанной для удаления фоновых следов от осколков деления примесей урана.

Были проведены две серии опытов. В первой температура газового тракта поддерживалась на уровне $220\text{--}250^{\circ}\text{C}$. При большом интегральном потоке ионов Ne^{22} было зарегистрировано только четыре акта спонтанного деления, или в 10 раз меньше, чем ожидалось, исходя из данных по сечению реакции $\text{Pu}^{242}(\text{Ne}^{22}, 4n)104^{260}$, измеренному в физических опытах, а также из эффективности химической установки. В другой серии опытов температура тракта была увеличена до $300\text{--}350^{\circ}\text{C}$. При интегральном потоке ионов Ne^{22} через мишень, примерно в 5 раз меньшем, было зафиксировано 10 случаев спонтанного деления. Опыт, проведенный в тех же условиях, но при энергии ионов на 15 Мэв большей энергии максимума сечения реакции, дал отрицательный результат.

Таким образом, химический метод окончательно подтвердил данные физического метода идентификации. В то же время было показано, что 104-й элемент по своим химическим свойствам не является актиноидом, а принадлежит к IV группе периодической системы Д. И. Менделеева.

Ученые, открывшие 104-й элемент и исследовавшие его физические и химические свойства, предложили назвать этот элемент курчатовием (символ Ku) в честь выдающегося советского ученого И. В. Курчатова. Ученый Совет ОИЯИ единодушно высказался в поддержку этого предложения.

ПЕРСПЕКТИВЫ СИНТЕЗА ТРАНСУРАНОВЫХ ЭЛЕМЕНТОВ

Основные результаты работ последних лет по синтезу трансурановых элементов сведены в таблицу. Из таблицы видно, что при помощи тяжелых ионов синтезировано большое количество изотопов различных элементов от эйнштейния до курчатовия. Существенный вклад в эти исследования внесли ученые ОИЯИ.

Метод, о котором рассказывалось выше, возможно, позволит синтезировать 105 и 106-й элементы, а также получить еще несколько изотопов уже известных элементов. Однако трудности, обусловленные малыми сечениями, фоном и небольшим временем жизни тяжелых элементов, могут завести это направление в тупик. Правда, имеется еще один выход из создавшегося положения. Если в качестве и мишени, и частицы взять самые тяжелые элементы, например уран, то в результате деления будут возникать трансурановые элементы вследствие широкого распределения осколков по Z и по A . Сложность здесь заключается в том, что получающиеся ядра-осколки сильно возбуждены, и поэтому очень часто они будут снова делиться.

Таблица изотопов трансурановых элементов с $Z \geq 99$
(выделены изотопы, синтезированные в Лаборатории ядерных реакций ОИЯИ)

												<div>Ku^{260} сп. дел., 0,3 сек</div>											
												<div>Lr^{256} α, э.э. - ?, 45 сек</div>	<div>Lr^{257} α, 8 сек, 8,6 Мэв</div>										
												<div>102^{252} α, 5 сек, 8,41 Мэв</div>	<div>102^{253} α, 1,5 мин, 8,01 Мэв</div>	<div>102^{254} α, сп. дел. 75 сек, 8,11 Мэв</div>	<div>102^{255} α, 3 мин, 8,08 Мэв</div>	<div>102^{256} α, сп. дел. 8 сек, 8,41 Мэв</div>							
												<div>Md^{252} э.э., 8 мин</div>			<div>Md^{255} э.э., α</div>	<div>Md^{256} э.э., 1,5 ч</div>							
<div>Fm^{246} α, 1,4 сек, 8,23 Мэв</div>	<div>Fm^{247} α, 35 сек, 7,9 Мэв, 8,18 Мэв</div>	<div>Fm^{248} α, 36 сек, 7,88 Мэв</div>	<div>Fm^{249} α~70% э.э. 2,6 мин, 7,52 Мэв</div>	<div>Fm^{250} α, 30 мин, 7,43 Мэв</div>	<div>Fm^{251} э.э. 99%, 7 ч</div>	<div>Fm^{252} α, 27 ч, 7,04 Мэв</div>	<div>Fm^{253} э.э. 90%, α, 4,5 суток</div>	<div>Fm^{254} α, 3,2 ч, 7,2 Мэв</div>	<div>Fm^{255} α, 21,5 ч, 7,03 Мэв</div>	<div>Fm^{256} сп. дел., 2,7 ч</div>	<div>Fm^{257} α 80 дней сп. дел. 100 лет</div>	<div>Es^{245} э.э., α~5%, 1,3 мин, 7,7 Мэв</div>	<div>Es^{246} э.э., α~10%, 7,7 мин, 7,33 Мэв</div>	<div>Es^{247} э.э., α~8%, 5,0 мин, 7,33 Мэв</div>	<div>Es^{248} э.э., 25 мин</div>	<div>Es^{249} э.э., 2 ч</div>	<div>Es^{250} э.э., 8 ч</div>	<div>Es^{251} э.э., 1,5 суток</div>	<div>Es^{252} α, 140 суток</div>	<div>Es^{253} α, 20 суток</div>	<div>Es^{254} α, 480 суток</div>	<div>Es^{255} β^-, 24 дня</div>	<div>Es^{256} β^- коротко- живущ.</div>
146	147	148	149	150	151	152	153	154	155	156	157												
												Число нейтронов											

Для теоретических оценок выхода осколков деления необходимо знать распределение энергии возбуждений. Однако эта задача достаточно трудная, и ответ скорее можно получить в эксперименте. Во всяком случае этот путь представляется наиболее перспективным в попытках синтезировать сверхтяжелые элементы с Z от 114 до 126, которые по теоретическим оценкам должны иметь высокий барьер для спонтанного деления. Время жизни их относительно α -распада может достигать нескольких часов, а для спонтанного деления не меньше, чем для урана.

В настоящее время ученые, инженеры, конструкторы работают над созданием ускорителей, которые позволят получать интенсивные пучки разнообразных тяжелых ионов вплоть до урана. С помощью этих ускорителей ядерная физика обогатится новыми сведениями о структуре ядерного вещества, о поведении больших сгустков ядерной материи, которые можно получить при взаимодействии таких тяжелых ядер, как ядра урана.

ИССЛЕДОВАНИЯ ПО УПРАВЛЯЕМЫМ ТЕРМОЯДЕРНЫМ РЕАКЦИЯМ В СССР

И. Н. ГОЛОВИН, Б. Б. КАДОМЦЕВ, В. Т. ТОЛОК

Исследования по управляемым термоядерным реакциям в Советском Союзе начались в 1950 г., когда А. Д. Сахаров и И. Е. Тамм выдвинули идею о термоизоляции горячей плазмы от стенок с помощью магнитного поля и провели с сотрудниками Физического института им. П. Н. Лебедева первые расчеты диффузии и теплопроводности поперек магнитного поля. А. Д. Сахаров высказал также основные идеи постановки опытов по получению горячей плазмы в тороид-

дальном магнитном поле, использованные в дальнейшем на установках серии «Токамак». Сначала предполагалось, что «магнитные термоядерные реакторы» (так, по предложению И. Е. Тамма, называли гипотетические реакторы) будут служить для получения трития и делящихся элементов. Поэтому вначале термоядерные исследования проводились в СССР, так же как в США и Англии, в строго секретном порядке. В 1951 г. И. В. Курчатов включил термоядерную программу в число важнейших направлений работы руководимого им института. Экспериментальные исследования возглавил Л. А. Арцимович, теоретические — М. А. Леонтович. Вопросами управляемых реакций занялись экспериментаторы, закончившие к тому времени разработку электромагнитного метода разделения изотопов, и теоретики, занимавшиеся ускорителями и ядерной физикой. Одновременно привлекали к этой работе молодежь, окончившую университеты и технические вузы. В Московском государственном университете, Инженерно-физическом институте и несколько позже в Харьковском университете были созданы кафедры физики плазмы для подготовки специалистов нужного профиля.

В 1956 г. начались термоядерные исследования в Харьковском физико-техническом институте и в Сухумском физико-техническом институте.

В 1956 г. по инициативе советских ученых программа управляемых термоядерных реакций была рассекречена, и в апреле 1956 г. И. В. Курчатов доложил в Харуэлле (Англия) об исследованиях по быстрым пинчам, выполненных в Институте атомной энергии. Это была первая в мире научная публикация результатов работ по термоядерной программе. Со Второй международной конференции по мирному использованию атомной энергии, проходившей в Женеве в сентябре 1958 г., во всем мире начинают широко публиковаться работы по управляемому синтезу.

В Институте атомной энергии были созданы новые лаборатории, построены крупные установки «Огра» и «Токамак-3».

Весной 1958 г. в Научно-исследовательском институте электрофизической аппаратуры в Ленинграде была построена большая установка «Альфа» — аналог английской «Зеты» со стабилизацией плазмы безэлектродного разряда слабым тороидальным магнитным полем. Некоторые лаборатории Физико-технического института АН СССР в Ленинграде включились в исследования плазмы. В строившемся тогда Институте ядерной физики Сибирского отделения Академии наук СССР в Новосибирске были предусмотрены термоядерные лаборатории. Начиная с этого времени к термоядерным исследованиям приступила лаборатория в Физическом институте им. П. Н. Лебедева.

Исследования по физике высокотемпературной плазмы и по управляемым термоядерным реакциям развиваются с 1958 г. при тесном и весьма плодотворном международном сотрудничестве. Три международные конференции — Вторая Женевская конференция в 1958 г., Первая и Вторая конференции по физике плазмы и управляемым термоядерным реакциям соответственно в Зальцбурге в 1961 г. и в Калеме в 1965 г. — явились вехами, разделяющими периоды развития термоядерной проблемы. На каждой из этих международных встреч подытоживался предшествовавший период развития работ и выявлялись наиболее важные нерешенные вопросы.

ПЕРВЫЕ ШАГИ В ТЕРМОЯДЕРНЫХ ИССЛЕДОВАНИЯХ

До 1950 г. никто не пытался создавать полностью ионизованную чистую высокотемпературную плазму. Обычно имели дело с плазмой газоразрядных вентилях и источников света с температурой электронов в несколько электрон-вольт и температурой ионов, практически не отличающейся от температуры стенок, с несколькими процентами ионизации заполняющего прибор газа и изо-

билием примесей к основному газу. Только в ионных источниках для разделения изотопов была плазма глубоко ионизованная (на 50% и более) в сильном магнитном поле. Но опыты показывали, что магнитное поле мало препятствует распространению плазмы поперек него.

Выдвинутая А. Д. Сахаровым задача — получить плазму с температурой ионов и электронов в десятки килоэлектронвольт и с теплопроводностью поперек поля на 14 порядков меньше, чем в обычной плазме без магнитного поля, — была настолько беспрецедентной, что физика газового разряда, развивавшаяся ранее на основе работ по «ионизационным явлениям в газах», оказалась бессильной доказать несостоятельность или реальность этой дерзкой идеи. Показательно, что за термоядерные исследования взялись экспериментаторы и теоретики, не являвшиеся специалистами по газовым разрядам.

Термоядерные исследования начались с расчетов модели, в которой горячая водородная плазма заполняла прямую бесконечную трубу с продольным магнитным полем. Они показали, что если диффузия поперек поля обусловлена только парными соударениями электронов и ионов, а радиационные потери энергии — только тормозным излучением, то термоядерная реакция в плазме, состоящей из смеси равных количеств дейтерия и трития, будет самоподдерживающейся при вполне умеренном диаметре трубы и напряженности магнитного поля. Чтобы избавиться от утечек плазмы вдоль поля, неизбежных в любой реальной трубе конечной длины, А. Д. Сахаров предложил свернуть ее в тор. Но при этом сразу же возникли трудности, связанные с тороидальным дрейфом, для преодоления которого потребовался ток, протекающий по плазме вдоль магнитного поля.

Тороидальная камера с плазмой в магнитном поле послужила моделью, в которой принципиально возможно удержание плазмы с очень высокой температурой. Эта камера привлекла внимание физиков, стремившихся построить термоядерный реактор. Какими конкретными путями идти к цели — предстояло искать. Поиски этих путей заняли многие годы.

В 1950—1951 гг. начала быстро развиваться строгая теория диффузии, теплопроводности и электропроводности полностью ионизованной плазмы в магнитном поле. Наиболее подробные исследования в этом направлении были проведены в группе, возглавляемой М. А. Леонтовичем (ИАЭ). Вскоре круг задач расширился, были включены исследования нагрева плазмы постоянным током, развития неустойчивостей плазменного шнура при наличии тока, нагрева плазмы в тороидальном магнитном поле и сжатия плазмы полем протекающего по ней тока. В то время экспериментаторы искали новые средства возбуждения газового разряда, поскольку все применявшееся ранее не давало никаких надежд на получение горячей плазмы, так привлекательно описываемой теоретиками. Казалось, что только токи в сотни тысяч или миллионы ампер могут создать глубокую ионизацию и нагреть плазму. Пришлось развивать импульсную технику, строить уникальные конденсаторные батареи и использовать самые мощные ударные генераторы, разработанные электротехниками.

Очень скоро выяснилось, что возбуждение безэлектродных разрядов в тороидальном магнитном поле связано с трудоемкими техническими разработками. Эти разработки отвлекали экспериментаторов от приобретения первых знаний о процессах нагрева плазмы, удерживаемой от соприкосновения со стенками сильным магнитным полем. Они сознательно на время отказались от тороидальной модели А. Д. Сахарова и предприняли изучение сильноточных разрядов между электродами в прямых трубах.

Серия проведенных со все возрастающим током разряда в дейтерии опытов, в которых термоизоляция плазмы должна осуществляться за счет магнитного поля протекающего по ней тока, привела, казалось бы, к полному успеху: 4 июля 1952 г. были обнаружены нейтроны, наличие которых, естественно, связывали с высокой температурой плазмы, достаточной для возникновения

термоядерного процесса. Хотя величина нейтронного импульса была невелика — всего 10^7 — 10^8 нейтронов за разряд, но опыт за опытом на протяжении полутора месяцев все более убедительно подтверждал, что нейтроны рождаются в объеме, а не на стенках камеры и не на электродах. Когда многие были готовы признать выполненные опыты за доказательство термоядерной реакции и надеялись на возможность значительного увеличения ее интенсивности простым усилением тока разряда, Л. А. Арцимович продолжал настаивать на том, что полученных данных недостаточно для таких утверждений. И действительно, вскоре на смену торжеству осуществления термоядерной реакции в газовом разряде пришло разочарование. Наперекор элементарным расчетам увеличение тока разряда и напряжения на батарее конденсаторов не приводило к экспоненциальному росту нейтронного импульса, а вкладываемая в разряд энергия, не нагревая плазмы, выбрасывалась на стенки камеры. Пришлось прекратить наращивание электротехнических параметров установок и приняться за детальное изучение физических свойств плазмы импульсного разряда.

ПЕРЕХОД К ФИЗИЧЕСКИМ ИССЛЕДОВАНИЯМ ПЛАЗМЫ

В первые годы термоядерных исследований теория и эксперимент были очень слабо связаны. Это объяснялось тем, что у теоретиков и экспериментаторов возникали свои собственные проблемы. Теоретики только начали создавать и осваивать аппарат магнитной гидродинамики и кинетической теории разреженной плазмы, разрешали то и дело возникавшие парадоксы и на простейших примерах выясняли свойства идеализированного объекта — классической устойчивой плазмы. Экспериментаторам пришлось начинать работу практически на пустом месте, создавать технику получения горячей плазмы, а также методику и аппаратуру для исследования ее свойств.

Еще весной 1952 г., до получения нейтронов, на скоростных фотоснимках было видно, что светящийся плазменный шнур в слабом магнитном поле и без него неустойчив, легко изгибается змейками и разваливается, заполняя всю камеру. М. А. Леонтович и В. Д. Шафранов показали возможность стабилизации идеально проводящего гибкого шнура с током при помощи сильного продольного магнитного поля.

Исследование двух типов разрядов — разрядов в продольном магнитном поле и без него — составило основное содержание работ термоядерной лаборатории в 1952—1955 гг. Однако самым простым казался способ получения высокой температуры плазмы в разрядах без внешнего магнитного поля.

В этих разрядах наблюдались странные, как их стали называть, «особенности тока», т. е. резкие провалы на кривой зависимости тока от времени. Первой теоретической работой, объяснившей наблюдаемые на опыте явления, была законченная летом 1953 г. работа М. А. Леонтовича и С. М. Осовца об инерционном сжатии шнура с током. Она объяснила наличие «особенностей тока» и тем самым сразу позволила составить правильное представление об изучавшемся процессе. «Особенность» возникает в момент «схлопывания» шнура, когда его самоиндукция становится очень большой. Сверхскоростные фотографии наглядно показали, как происходит «схлопывание» плазменного шнура и его развал. Чтобы достигнуть наивысшей температуры в момент схлопывания, экспериментаторы, руководствуясь теорией, стали увеличивать скорость возрастания тока разряда. Было показано, что в быстро сжимающихся столбах разряда без стабилизирующего магнитного поля удается достигнуть энергии ионов, эквивалентной температуре примерно в 1 млн. °С. Однако время удержания плазмы при такой температуре было ничтожным — порядка 1 мксек.

В разрядах, стабилизированных продольным полем, температура оставалась на более низком уровне — около 70 тыс. °С, но зато время устойчивого

удержания плазмы было на порядок больше — до 10 $\mu\text{сек}$ и определялось лишь длительностью протекания тока через плазму.

В течение первых нескольких лет были опробованы также иные варианты электродных и безэлектродных разрядов, но ни один из них не приводил к температуре плазмы, достаточной для термоядерной реакции.

Становилось все более и более очевидным, что следует искать другие пути удержания плазмы, позволяющие длительно вводить в нее энергию от внешнего источника. В 1954 г. И. Н. Головин и Н. А. Явлинский приступили к экспериментам, которые должны были подтвердить модель, предложенную Сахаровым и Таммом. Была построена установка с тороидальным магнитным полем напряженностью до 15 кэ, и в ней возбуждался безэлектродный разряд. Можно было надеяться, что по сравнению с прямыми электродными разрядами, где энергия могла уходить из плазмы беспрепятственно вдоль поля на электроды, в безэлектродном разряде будет расти температура, если при неизменной мощности увеличивать время, в течение которого энергия вводится в плазму. Однако температура электронов возрастала незначительно — до 100—120 тыс. $^{\circ}\text{C}$ — и оставалась на неизменном уровне при удлинении времени нагрева от 100 $\mu\text{сек}$ до 2 мсек . Безуспешные попытки поднять температуру, увеличивая время нагрева, и яркое свечение линий примесей привели к убеждению, что излучение примесей уносит энергию из плазмы. Поэтому было необходимо улучшить вакуумные условия. Надо сказать, что опыты в то время велись с фарфоровыми вакуумными камерами, части которых склеивались органическими клеями, прогрев не применялся и не было эффективных мер, предотвращающих попадание в разрядную камеру паров масла из диффузионных насосов. При вскрытии камер обнаружилось, что все поверхности металла и фарфора внутри разрядных камер, обращенные к плазме, покрыты толстым черным налетом.

В 1957 г. была предпринята коренная перестройка тороидальных установок. В первую очередь керамические камеры были заменены цельнометаллическими прогреваемыми, улучшена откачка, усовершенствована конфигурация магнитного поля. Для преодоления извивания плазменного шнура установки стали делать с более крутыми торами (установки типа «Токамак»). Но опыты на них начались только после Второй Женевской конференции.

Для проверки теории устойчивости Шафранова, лежащей в основе удержания плазмы в тороидальных установках, были продолжены опыты по стабилизации столба плазмы с током внешним продольным магнитным полем в прямых электродных разрядах. Систематические исследования К. А. Разумовой к 1957 г. убедительно показали, в соответствии с теорией Шафранова, что гидромагнитную неустойчивость столба разряда можно снять внешним магнитным полем. Эти опыты дали первое четкое подтверждение гидродинамической теории устойчивости плазмы.

В 1953 г. зародилось еще одно направление термоядерных исследований: Г. И. Будкер развил идею ловушек с магнитными пробками, в которых для устранения эффекта попадания частиц на стенки камеры вдоль силовых линий используется не замыкание ловушки в тор, а создание на ее торцах участков с повышенным магнитным полем. Такие участки — магнитные пробки — отражают большую часть заряженных частиц. Расчеты Г. И. Будкера показывали, что в отсутствие неустойчивостей в ловушке с пробками возможно расширенное воспроизводство энергии, выделяющейся при термоядерной реакции. Он рассмотрел и несколько способов получения плазмы в ловушках.

Опыты на ловушках с пробками начались лишь два года спустя, но сразу был предпринят их детальный теоретический анализ. Под руководством М. А. Леонтовича молодой теоретик Б. А. Трубников подробно рассчитал потери энергии плазмой в результате бетатронного излучения электронов. Эта работа вошла в число фундаментальных работ по физике горячей плазмы. Потери на магнитно-тормозное излучение плазмы вычисляются по Трубникову.

Постепенно велась подготовка опытов для получения плазмы в ловушках с пробками. М. С. Иоффе предложил магнетронный метод получения плазмы, использованный им впоследствии во многих опытах по изучению устойчивости плазмы. На электронных моделях началось изучение инъекции заряженных частиц в ловушку с пробками. Но основные эксперименты в этом направлении были проведены после Второй Женевской конференции.

УСТАНОВЛЕНИЕ МЕЖДУНАРОДНЫХ КОНТАКТОВ

В первые годы развития термоядерной проблемы, как уже упоминалось, существовало мнение, что термоядерные реакторы смогут обеспечить производство трития и делящихся веществ для ядерного оружия. Однако вскоре анализ показал, что термоядерные реакторы, если они и будут созданы, не добавят к атомным реакторам новых возможностей в производстве делящихся элементов. Для термоядерных реакторов осталось одно важнейшее для человечества назначение — быть источником энергии. Вместе с тем несколько лет, затраченных на попытки получения горячей плазмы, показали, что задача несоизмеримо сложнее, чем казалось в 1950 г., и предстоит многолетняя исследовательская работа. Но прежде чем появится возможность конструировать реакторы, придется создать новую область теоретической и экспериментальной физики — физику высокотемпературной плазмы.

К 1956 г. в Советском Союзе термоядерные исследования велись в Институте атомной энергии в лаборатории, насчитывавшей около двадцати физиков-экспериментаторов и двенадцать — пятнадцать теоретиков. Наличных сил хватало только для узкого фронта экспериментальных работ: действовали несколько установок с быстрым пинчем, две установки с разрядом, стабилизированным продольным магнитным полем, начиналась работа с безэлектродным разрядом в тороидальном магнитном поле. С скромными попытками разгона плазменных сгустков на так называемом «рельсотроне» и опыты по возбуждению кольца безэлектродного разряда в быстронарастающем магнитном поле специальной конфигурации исчерпывали направления ведущихся опытов. Между тем теория показывала необходимость гораздо более широких исследований. К тому же для успешного развития самой теории был слишком узок круг специалистов. Становилось ясно, что решение проблемы выходит не только за пределы возможностей одного института, но и одной страны, что необходима консолидация сил ученых всего мира. А из-за границы поступали только репортерские сообщения о том, что в США работа ведется в нескольких крупных лабораториях, и назывались имена ученых, принявших участие в ней. О работе в других странах публиковались лишь туманные высказывания. Никаких статей по термоядерным исследованиям в научных журналах не было.

Для оценки проделанной работы и обсуждения перспектив ее продолжения по инициативе И. В. Курчатова в декабре 1955 г. было созвано совещание всех советских физиков, которые могли принять участие в обсуждении существа проводимой работы, многих математиков, механиков и руководящих работников из министерств и комитетов. Участники совещания заслушали подробные доклады и ознакомились с лабораториями. Для большинства из них эти работы были неожиданностью. Общее настроение можно было характеризовать как энтузиазм и желание развивать работу в большем масштабе. После обсуждения перспектив развития работ И. В. Курчатов выступил с предложением рассекретить уже ведущиеся в нашей стране термоядерные исследования, вызвать тем самым другие страны, прежде всего Соединенные Штаты Америки и Англию, на рассекречивание проводимых у них работ и стимулировать научное сотрудничество. Правительство дало согласие, и в апреле 1956 г. Курчатов, будучи в Англии, сделал доклад в Харуэлле об исследованиях возможности осуществления термоядерной реакции в импульсных газовых разрядах, прове-

денных в руководимом им институте за 1951—1955 гг. Несколько месяцев спустя в журнале «Атомная энергия» были опубликованы статьи с детальным описанием исследований импульсных разрядов. Английские ученые откликнулись тем, что Д. Д. Лаусон, посетивший Институт атомной энергии летом 1956 г., сделал доклад об убегающих электронах в безэлектродном разряде, а американский физик Р. Пост опубликовал статью, в которой в общей форме излагались задачи исследований и сообщалось, что работы по управляемому синтезу проводятся в США в широких масштабах. В августе того же года советская делегация на симпозиуме по электромагнитным явлениям в космической физике в Стокгольме сделала два доклада по стабилизации плазмы разряда продольным магнитным полем, а в мае 1957 г. в Венеции на Третьей международной конференции по ионизационным явлениям английские и американские ученые выступили уже с большим числом докладов по термоядерной программе.

В 1957 г. в журнале «Анналы физики», который только начал издаваться в США, была опубликована статья Розенблюта и Лонгмайра о желобковой неустойчивости плазмы в ловушках с магнитными пробками. И хотя как раз в это время аналогичная работа несколько иным методом была выполнена Б. Б. Кадомцевым в Институте атомной энергии, ясно написанная статья Розенблюта и Лонгмайра произвела большое впечатление. Стало очевидно, что в США работы ведутся в том же направлении и, возможно, даже с некоторым опережением. Физики с нетерпением ждали Женевской конференции.

В сентябре 1958 г. в Женеве состоялась Вторая международная конференция по мирному использованию атомной энергии, на которой были доложены и детально обсуждены термоядерные исследования в СССР, США и Англии. В других странах до этого времени такие исследования практически не велись. Значение Женевской конференции, несомненно, состоит в том, что после нее и в значительной мере благодаря установившемуся теперь прочному международному сотрудничеству термоядерные исследования превратились в крупный раздел современной физики.

РАЗВИТИЕ РАБОТ ПОСЛЕ ЖЕНЕВСКОЙ КОНФЕРЕНЦИИ

Если до Женевской конференции физики в основном были заняты поисками различных вариантов осуществления термоядерного реактора, то после конференции наступил второй период, когда основная цель представляла собой выяснение физических свойств плазмы. Этот период, продолжающийся вплоть до настоящего времени, характеризуется стремлением и теоретиков, и экспериментаторов установить полное соответствие между теорией и экспериментом и создать единую систему представлений. Стало ясно, что лишь накопив необходимые для предсказания поведения высокотемпературной плазмы в магнитном поле знания, можно серьезно говорить о магнитном термоядерном реакторе.

Несмотря на многообразие созданных в разных лабораториях установок и методов возбуждения плазмы, все они страдали одним общим недостатком: в плазме развивались неустойчивости, еще плохо понятые, но заведомо ухудшавшие ее удержание магнитным полем и мешавшие нагреву. Самой опасной и теоретически наиболее ясно понятой была гидромагнитная желобковая неустойчивость. Эта неустойчивость связана с выталкиванием плазмы, являющейся диамагнетиком, из области с более сильным магнитным полем. Согласно теории, она должна при известных условиях развиваться в обычных ловушках с магнитными пробками, в которых магнитное поле убывает по направлению к боковым стенкам камеры.

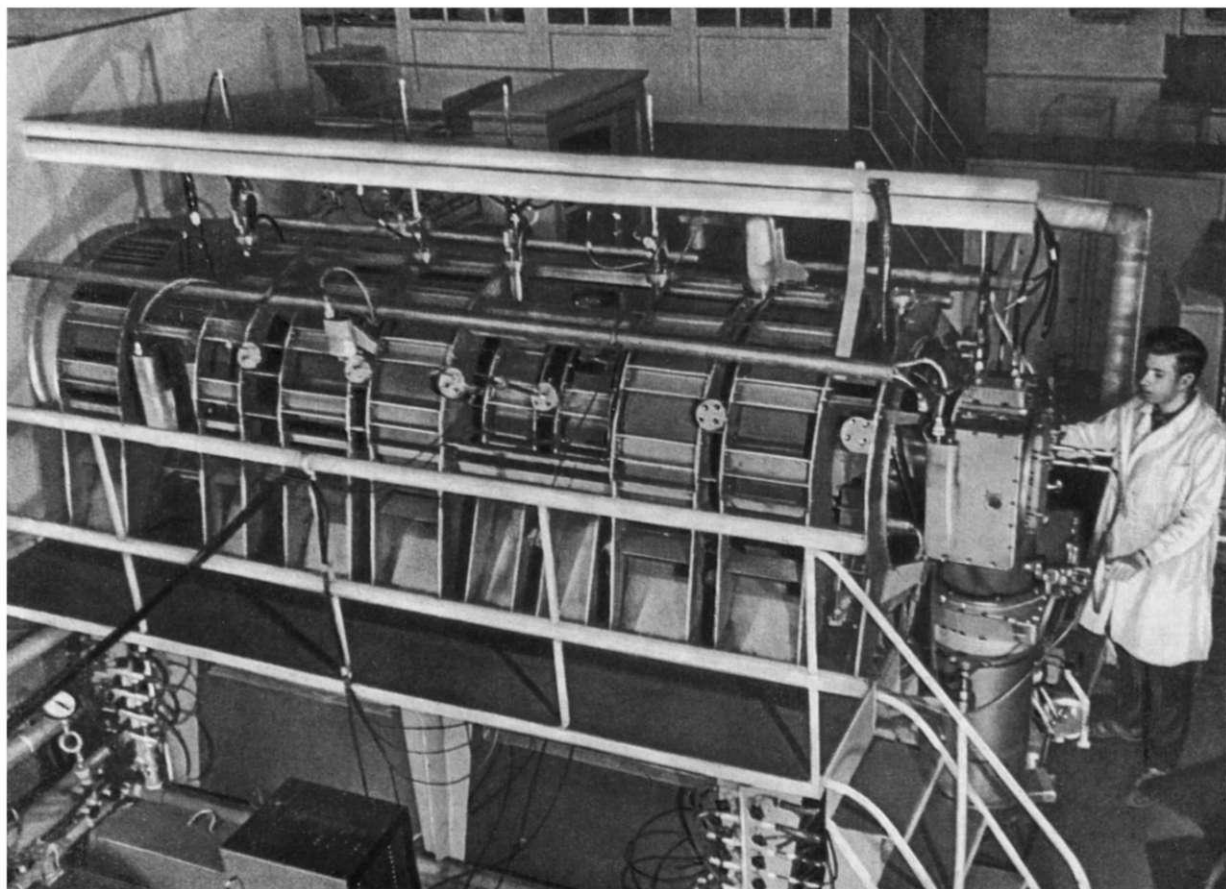
При развитии желобковой неустойчивости время жизни ионов в плазме должно ограничиваться микросекундами, в то время как для термоядерного реактора необходимо удерживать их в течение времени порядка секунды или, в крайнем случае, десятой доли секунды. Поэтому исследование желобковой

неустойчивости привлекало внимание физиков всех стран. Но во многих опытах не обнаруживалось никаких признаков желобковой неустойчивости, что вселяло тревогу и неуверенность в правильности теоретических представлений о физических свойствах плазмы.

Впервые четкие признаки желобковой неустойчивости, развивающейся в магнитной ловушке с пробками, обнаружил М. С. Иоффе с сотрудниками. О них он доложил в 1959 г. в Упсале (Швеция) на Четвертой международной конференции по ионизационным явлениям в газах.

Время жизни ионов в этих опытах получалось равным сотням микросекунд — слишком малым для реактора, но на два порядка превосходящим предсказания элементарной теории. Эти результаты стимулировали развитие теории турбулентности плазмы при желобковой неустойчивости, стабилизированной действием проводящих стенок камеры. Теория удовлетворительно согласовывалась с результатами опытов, и это создавало уверенность в том, что неустойчивость связана с убыванием поля к периферии ловушки. Поэтому после окончания цикла первых исследований на простой ловушке к ней было еще добавлено поле системы встречных токов, так называемой стабилизирующей обмотки, в результате чего суммарное поле ловушки стало возрастающим во все стороны от ее центра. Такое поле должно было обеспечивать гидродинамическую устойчивость поверхности плазмы. Опыты полностью под-

Рис. 1. Магнитная ловушка ПР-5. На этой установке впервые было доказано, что желобковая неустойчивость плазмы не развивается в поле, нарастающем к периферии.



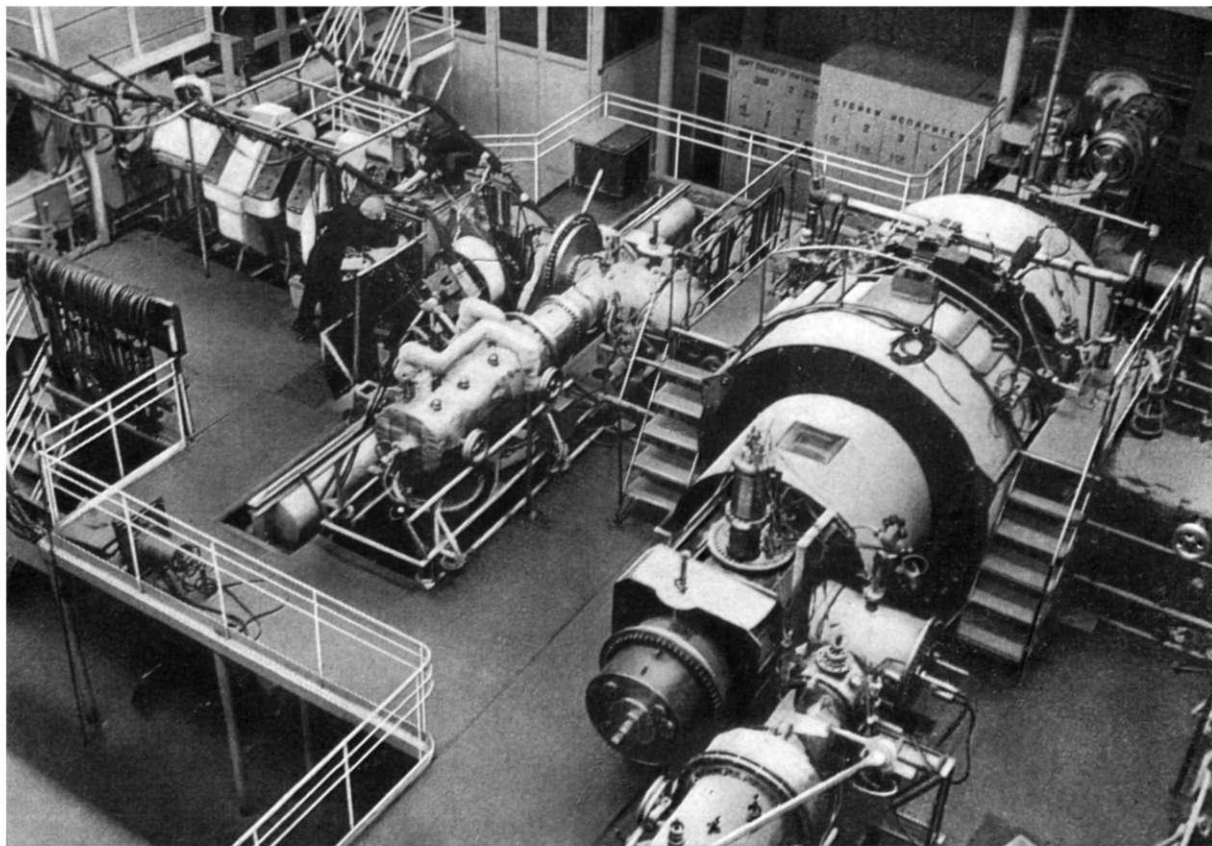


Рис. 2. Магнитная ловушка «Огра II». На установке исследуется зависимость развития желобковой и кинетических неустойчивостей от конфигурации магнитного поля, которое может быть как убывающим по радиусу, так и возрастающим во все стороны от центра ловушки.

твердили это предположение. В ловушках с «гибридным» полем поверхность плазмы оказалась спокойной, и время жизни ионов удалось при хорошем вакууме увеличить на два порядка, доведя до нескольких сотых долей секунды (рис. 1). Таким образом, было доказано, что желобковая неустойчивость реально существует и устранить ее можно способами, которые основываются на гидродинамической и кинетической теориях плазмы.

Об опытах по стабилизации желобковой неустойчивости плазмы наши ученые сообщили на Международной конференции в Зальцбурге в 1961 г. Эта работа произвела большое впечатление и заметно повлияла на последующее развитие исследований горячей плазмы. Вскоре многие ловушки с магнитными пробками были снабжены «палками Иоффе», как стали называть дополнительные проводники с током, и всюду, за редким исключением, это привело к увеличению времени жизни плазмы (рис. 2). Однако при увеличении плотности, как было показано советскими физиками, появляется новая неустойчивость, приводящая к выбросу плазмы из ловушки. Исследование этой неустойчивости продолжается по настоящее время. Скорее всего новая неустойчивость связана с анизотропией функции распределения ионов по скоростям и представляет собой разновидность так называемой «конусной неустойчивости».

Перед Второй Женевской конференцией в Институте атомной энергии началось сооружение установки «Огра» для исследования процесса накопления горя-

чей плазмы в ловушке с пробками методом инъекции и диссоциации быстрых молекулярных ионов водорода. При таком методе получения плазмы ее не требуется нагревать, но возникает не менее трудная, как показали исследования, проблема накопления плазмы большой плотности.

До опытов на установке «Огра» экспериментаторы относились к взаимодействию плазмы со стенками, как к второстепенному явлению, и им сначала пренебрегали. Когда же примеси, вылетающие со стенок, слишком явно препятствовали нагреву плазмы, принимались меры по улучшению вакуума. Так же относились и к давлению водорода в камере при исследовании плазмы: его старались поддерживать таким, чтобы время перезарядки ионов было не слишком мало. В опытах на «Огре» взаимодействие плазмы со стенками (сорбция и десорбция на них) было учтено наравне с процессами, происходящими в объеме. Анализ кинетики накопления плазмы выдвинул исключительно высокие требования к вакуумной технике. Пришлось начать разработку средств получения и поддержания в присутствии накапливаемой плазмы во всем объеме магнитной ловушки сверхвысокого вакуума (на уровне 10^{-9} — 10^{-10} мм рт. ст.). В этом направлении большую работу проделал коллектив Научно-исследовательского института вакуумной техники.

Задача накопления плазмы методом инъекции быстрых частиц решена пока лишь частично: необходимый вакуум удастся сохранить при малой плотности плазмы (до 10^8 см $^{-3}$). Большая плотность плазмы в ловушках с внешней инъекцией до сих пор не получена ни в СССР, ни за границей, но уже есть доказательства того, что взаимодействие плазмы со стенками служит столь же серьезным препятствием увеличению плотности выше 10^{10} — 10^{11} см $^{-3}$, как и неустойчивости плазмы.

При внешней инъекции частиц получается плазма в состоянии, очень далеком от термодинамического равновесия — все захватываемые ионы имеют малый разброс по абсолютным величинам и по направлениям скоростей, а градиенты плотности и температуры очень велики. Из-за этого в плазме легко развиваются кинетические неустойчивости. На «Огре» впервые наблюдалось развитие электростатической неустойчивости на ионной циклотронной частоте и ее кратных гармониках. Неустойчивость вызывает сильный разброс ионов по энергиям, но при времени жизни ионов до 0,1 сек не приводит к заметным потерям их из ловушки.

Ловушки с магнитными пробками, в которых плазма легко доступна для измерительных устройств, весьма удобны для исследования. Они дали и еще дадут много полезной информации. Однако неотъемлемая неравновесность плазмы в таких ловушках, связанная с тем, что удерживаются не все частицы, а только отражаемые магнитными пробками, и обусловленная этой неравновесностью неустойчивость, создают существенное препятствие на пути достижения термоядерных реакций в таких установках. В связи с этим в последнее время физики вновь обратили внимание на замкнутые тороидальные системы, что нашло свое отражение в докладах на Международной конференции в Калеме в 1965 г.

К таким замкнутым системам относятся, прежде всего, установки «Токамак», в которых нагрев плазмы осуществляется за счет джоулева тепла продольного тока, а стабилизация плазмы достигается с помощью сильного продольного магнитного поля и металлического кожуха. После 1958 г. на этих установках были существенно улучшены вакуумные условия. Вакуумные камеры стали делать цельнометаллическими, прогреваемыми. Были приняты меры, препятствующие поступлению паров масла из насосов в камеры. Это сильно уменьшило количество примесей — углерода и кислорода — в плазме и соответственно радиационные потери энергии из плазмы. В результате мероприятий, улучшающих вакуум, температура плазмы поднялась до нескольких десятков электронвольт. Следующий шаг — уменьшение магнит-

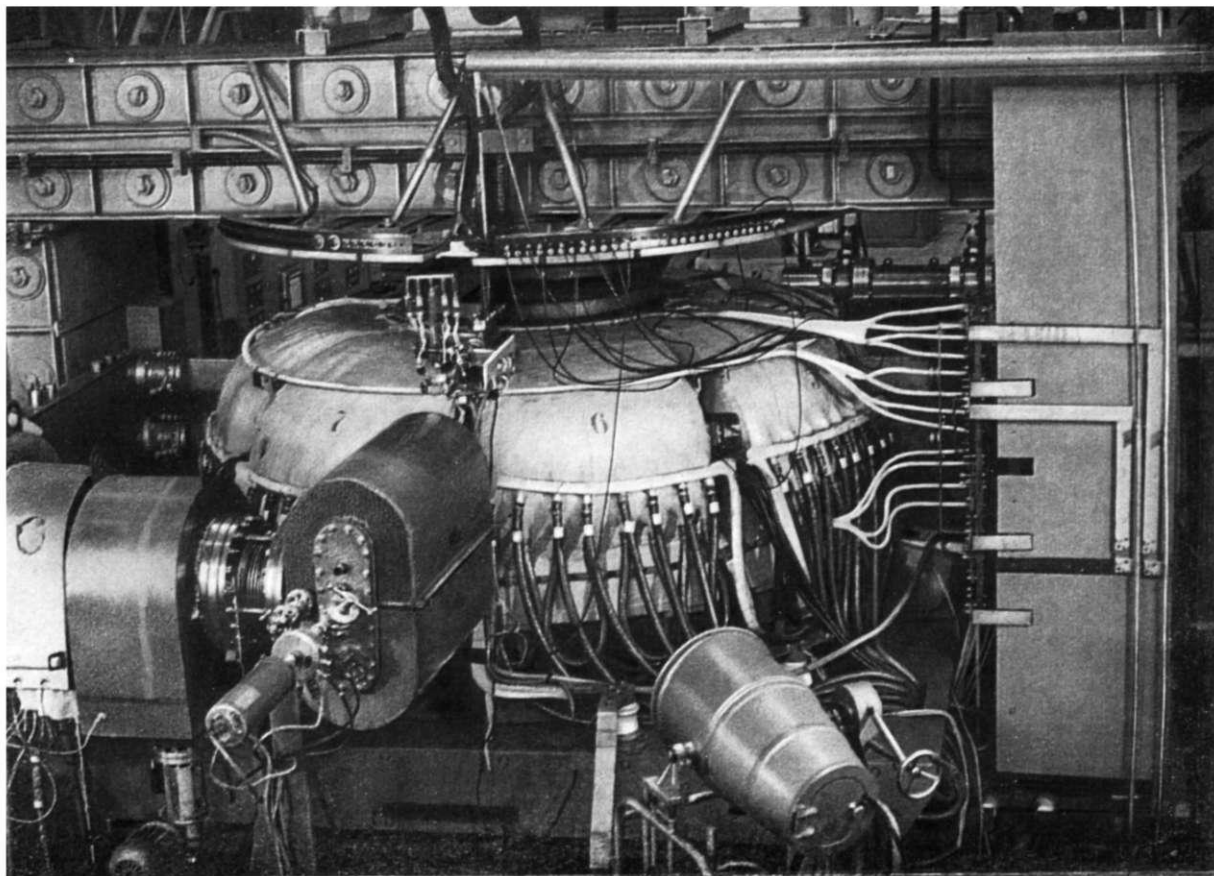


Рис. 3. Самая крупная установка из серии «Токамак». На ней получается плазма с температурой электронов около 2 млн. °С и температурой ионов около 1 млн. °С при плотности $2 \cdot 10^{13} \text{ см}^{-3}$.

ных полей рассеяния. Было установлено, что компоненты поля в десятки эрстед, поперечные к основному тороидальному полю в десятки тысяч эрстед, могут заметно влиять на величину потока плазмы к стенкам камеры. Коррекция полей и управление смещением плазменного витка привели к возрастанию температуры плазмы до 300 эв и времени жизни ионов до нескольких миллисекунд. Эти результаты выдвинули опыты на установках «Токамак» в число важнейших направлений термоядерной программы (рис. 3). В настоящее время на них выявляют неустойчивости, с которыми связана аномальная утечка плазмы, и изучают, какую температуру можно достигнуть при омическом нагреве.

В меньших масштабах исследование тороидальных систем проводится в Физическом институте им. П. Н. Лебедева (ФИАН) в Москве и в Харьковском физико-техническом институте.

В ФИАНе построен небольшой стелларатор (установка «Ливень»), который отличается от американского тем, что в нем нет прямолинейных участков камеры, где отсутствуют винтовые обмотки, создающие вращательное преобразование магнитного поля. «Ливень» построен в виде тороидальной камеры, целиком покрытой стеллараторной обмоткой. Тщательное исследование конфигурации магнитного поля и удержания холодной плазмы, создаваемой в «Ливне» при помощи простых плазменных пушек, показало, что стел-

лабораторное поле обеспечивает гидродинамически устойчивое удержание. Но оно сильно ухудшается резонансами магнитного поля, которые возникают, когда целому числу обходов по тору соответствует целое число оборотов магнитной силовой линии вокруг тороидальной оси поля. Но и в отсутствие резонансов диффузия плазмы поперек магнитного поля аномальна — она во много раз превосходит диффузию в результате столкновений и обратно пропорциональна напряженности магнитного поля.

На стеллараторе «Сириус» в Харькове (рис. 4) ведется исследование удержания плазмы при различных методах ее получения и нагрева. Здесь впервые на стеллараторах осуществлен нагрев плазмы с помощью пучковой неустойчивости. В плазме с плотностью 10^{12} см^{-3} получена температура электронов 10 кэВ .

Харьковские физики развили различные методы получения плазмы и ее диагностики и провели исследования нагрева плотной плазмы (до 10^{14} см^{-3}) с помощью ионно-циклотронных и быстрых магнито-звуковых волн. Кроме того, они изучили условия бесстолкновительного поглощения этих волн и осуществили нагрев ионов плазмы до температуры 2 кэВ .

Большой цикл исследований посвящен разработке инжекторов плазмы, изучению свойств получаемых плазменных струй, взаимодействию их с магнитным полем и способам ввода в магнитные ловушки.

Основные исследования в этой области проведены в Харьковском физико-техническом институте и в Институте атомной энергии.

В Ленинградском физико-техническом институте им. А. Ф. Иоффе работы по термоядерной программе начались с исследований на установке «Альфа», в которой стабилизация плазменного кольца создается слабым магнитным полем. Этот метод стабилизации, по-видимому, не приведет к получению плазмы с термоядерными параметрами, но сама установка оказалась удобной для разработки важных средств диагностики плазмы.

Среди работ ленинградских физиков следует упомянуть исследования диффузии холодной плазмы в магнитном поле и тщательные измерения сечений столкновений частиц, необходимые для понимания некоторых процессов в плазме.

Особняком стоят опыты, в которых исследуется обеспечение гидромагнитной устойчивости плазмы высокочастотными полями. Наиболее интересные работы в этой области выполнены в Институте атомной энергии им. И. В. Курчатова совместно с сотрудниками Радиотехнического института и Сухумского физико-технического института. Аналогичные работы проводятся только в лаборатории в Сакле (Франция). В отечественных институтах достигнуто устойчивое удержание и нагрев плазмы с помощью комбинации постоянного магнитного и высокочастотного электромагнитного полей. Сложная высокочастотная техника очень затрудняет исследование плазмы.

В Институте атомной энергии на протяжении многих лет ведутся работы по импульсному нагреву небольших количеств плазмы при нецилиндрическом сжатии плазмы собственным магнитным полем тока разряда. Это направление исследований — логическое продолжение опытов с быстрыми пинчами, но форма электродов выбрана такой, чтобы плазма стягивалась не в тонкую нить, а в комочек объемом в долю кубического миллиметра. Удастся получить плазму с температурой до 3 кэВ , рекордной плотностью — до $3 \cdot 10^{20} \text{ см}^{-3}$ и временем жизни менее микросекунды.

В Советском Союзе зародились и получили широкое развитие исследования пучковых неустойчивостей и связанных с ними коллективных процессов в плазме.

Еще в 1949 г. А. И. Ахизер и Я. Б. Файнберг показали, что пучок электронов, проходя через плазму, должен вызывать раскачку плазменных колебаний, если его направленная скорость превышает среднюю тепловую скорость электронов плазмы. В последующие годы как теоретически, так и экспе-

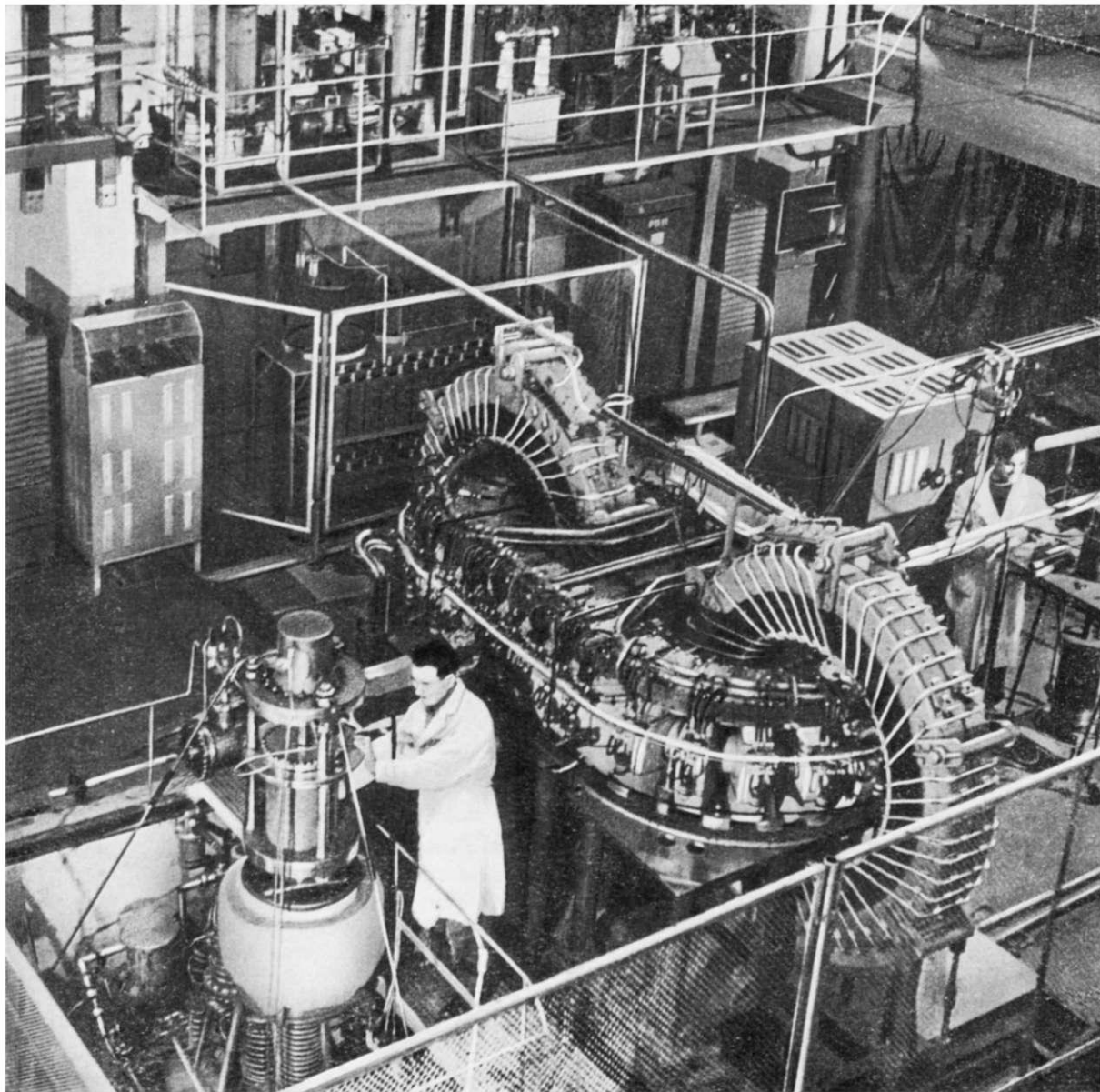


Рис. 4. Стелларатор «Сириус» — замкнутая магнитная ловушка, в которой плазма нагревается турбулентным способом и быстрой магнито-звуковой волной.

риментально изучали взаимодействие пучков заряженных частиц с плазмой. Это привело к созданию новых типов генераторов радиоволн сантиметрового диапазона. Коллективное взаимодействие пучков с плазмой используется для ее нагрева. С конца пятидесятих годов исследования в этом направлении, кроме Харьковского физико-технического института, стали развиваться в большем или меньшем объеме в других институтах Советского Союза и во многих зарубежных лабораториях.

В Институте атомной энергии в 1960 г. Е. К. Завойским с сотрудниками начаты исследования возможности нагрева плазмы в процессе развития пучковых неустойчивостей, создаваемых в плазме интенсивными потоками электронов. Эти работы получили известность под названием турбулентного нагрева плазмы и в настоящее время ведутся в некоторых советских и зарубежных лабораториях.

Для опытов по турбулентному нагреву плазмы используются главным образом открытые ловушки, т. е. ловушки с магнитными пробками. В одних опытах происходит ускорение электронов предварительно созданной холодной плазмы, в других в плазму инжектируются потоки электронов извне, в третьих изучается столкновение сгустков плазмы с нагретыми электронами и захват сгустков в ловушку. Установлено, что при создании упорядоченных потоков электронов в плазме нарастает амплитуда колебаний, приводящих к быстрой хаотизации потоков, с передачей энергии от пучка к электронам и частично к ионам плазмы. Легко осуществляются режимы, в которых температура части электронов достигает десятков и даже сотен килоэлектронвольт в плазме плотностью 10^{12} — 10^{13} см $^{-3}$.

При турбулентном нагреве плазмы всегда обнаруживаются быстрые ионы с энергией, лишь в несколько раз меньшей энергии электронов. Систематическое исследование нагрева ионов только начинается.

В. А. Симонов исследовал устойчивость электронной горячей плазмы плотностью порядка 10^{12} — 10^{13} см $^{-3}$, получаемой турбулентным нагревом в открытых ловушках с напряженностью поля 2—4 кэс. В одних опытах, регулируя сорбцию газов на стенках, он в широких пределах менял концентрацию холодной плазмы, образующейся от ионизации остаточного газа. В других окружал горячую плазму оболочкой из холодной плазмы, создавая ее дополнительным кольцевым ионизатором, или добавлял к горячей плазме холодную. Опыты показали, что холодная плазма является мощным стабилизирующим фактором. Желобковая неустойчивость стабилизируется очень легко уже при плотности холодной плазмы, равной десятым долям процента плотности горячей. Конусная устойчивость стабилизируется труднее. В простом продольном поле необходима плотность холодной плазмы, близкая к плотности горячей. В поле, нарастающем к периферии, достаточна меньшая плотность, причем необходимая концентрация зависит от формы поля. Легче всего конусная неустойчивость стабилизируется в так называемом антипробкотроне, где оказывается достаточной плотность холодной плазмы в 3—4 раза меньше горячей. Стабилизированная плазма живет в ловушке десятки и даже сотни миллисекунд. При уменьшении плотности холодного компонента горячая плазма теряет устойчивость и быстро (за доли миллисекунды) вытекает из ловушки вдоль магнитных силовых линий независимо от формы поля. Интересно, что холодная плазма, используемая для стабилизации горячей и имеющая в опытах Симонова, как правило, большую наружную поверхность, чем горячая, либо устойчива, либо неустойчива, в зависимости от того, нарастает к периферии или убывает поле ловушки.

Другой способ бесстолкновительного нагрева плазмы — метод ударных волн, развиваемый по идеям Р. З. Сагдеева в Новосибирске. Для возбуждения волн в камере с плазмой, созданной от постороннего источника и находящейся в магнитном поле, производится быстрое (за доли микросекунды) удвоение или еще более сильное увеличение магнитного поля. Возникающая в плазме ударная волна приводит к образованию встречных потоков ионов, развивается двухпотоковая неустойчивость, и ионы нагреваются бесстолкновительным образом. Этим способом в установках малого масштаба удается нагревать ионы до температуры около 10 кэв.

После Второй Женевской конференции продолжались интенсивные теоретические исследования. Была развита детальная теория равновесия плазмы в маг-

нитном поле. Она дала в руки экспериментаторам еще один метод определения параметров плазмы в тороидальных системах по смещению плазменного шнура и позволила развить общие представления о способах создания более устойчивых плазменных конфигураций с минимумом среднего магнитного поля внутри ловушек.

Значительных успехов достигла теория устойчивости плазмы. Если до Второй Женевской конференции изучались в основном неустойчивости не самой плазмы, а идеально проводящей жидкости, лишь в некоторых отношениях сходной с плазмой, то в последние годы, главным образом после Зальцбургской конференции, была развита полная теория реальной неоднородной плазмы в магнитном поле. В частности, был обнаружен и детально исследован с учетом эффектов диссипации и конечного ларморовского радиуса целый новый класс неустойчивостей — так называемые дрейфовые неустойчивости.

Поскольку в плазме вследствие неустойчивости, как правило, возбуждаются шумы и колебания, часто принимающие вид своеобразной турбулентности, то уже давно перед теоретиками стояла задача создать теорию турбулентности и коллективных процессов в плазме. Основы такой теории были развиты после Второй Женевской конференции. К теории коллективных процессов следует отнести прежде всего теорию слабой турбулентности. Развитие этой теории началось с квазилинейной теории, которая затем была дополнена учетом нелинейного взаимодействия волн между собой и с частицами. Теория слабой турбулентности и связанная с ней теория нелинейного взаимодействия волн позволила изучить эффекты трансформации одних волн в другие, развить представления об аномальном сопротивлении и турбулентном нагреве плазмы, об аномальной утечке плазмы из ловушек с магнитными пробками и т. д. Из анализа дрейфовой турбулентности, развивающейся из-за дрейфовой неустойчивости, можно сделать предварительные выводы об удержании плазмы магнитным полем. Наряду с теорией хаотических турбулентных колебаний в настоящее время интенсивно разрабатывается теория различных нелинейных процессов в плазме — ударных волн, ионно- и магнито-звуковых волн, электростатических колебаний в пучках и т. п.

Теория плазмы достигла в настоящее время такого уровня, что она уже вплотную может заняться объяснением и предсказанием физических процессов в экспериментальных установках, и в ближайшие годы следует, по-видимому, ожидать лучшего согласия теории с экспериментом.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

После опытов, характерных для первых лет развития проблемы управляемого термоядерного реактора, когда на простых установках пытались получить сразу интенсивную термоядерную реакцию, начался процесс расширения исследований и перехода к систематическому изучению физики высокотемпературной плазмы. В отечественных и зарубежных лабораториях изучаются самые разнообразные варианты создания, нагрева и удержания плазмы: столбы холодной плазмы и тороидальные разряды, инжекторы потоков быстрых атомов и сгустков плазмы, турбулентный нагрев и нагрев ионно-циклотронным резонансом, открытые ловушки с магнитными пробками и замкнутые ловушки тороидального типа, а также другие варианты. И хотя еще не достигнуто полного понимания происходящих в плазме процессов, во многих случаях уже наблюдается довольно хорошее соответствие между теоретическими представлениями и экспериментами. Потребуется, вероятно, несколько лет, чтобы картина поведения плазмы в магнитном поле вырисовалась достаточно четко для ответа на основные вопросы, связанные с созданием термоядерного реактора. Что же касается современного состояния знаний, то можно, по-видимому, утверждать, что получение абсолютно устойчивой высокотемпературной плаз-

мы невозможно. Другими словами, классическая медленная диффузия плазмы поперек магнитного поля является недостижимым идеалом. Если это так, то открытые ловушки с пробками не могут служить основой для создания термоядерного реактора, а представляют собой лишь удобную систему для исследования физических свойств плазмы. Бóльшей перспективной обладают закрытые тороидальные ловушки, имеющие некоторый «запас прочности» по отношению к развитию неустойчивостей. Но поскольку и в таких ловушках следует ожидать аномальную диффузию и теплопроводность, то создать условия самоподдержания реакции можно, только увеличивая размеры реактора и усиливая магнитное поле. Из существующих в настоящее время оценок следует, что при величине магнитного поля в 100 кэ объем реактора должен измеряться многими кубометрами. Если последующие эксперименты и теоретические исследования не укажут других путей, то проблема управляемых термоядерных реакторов будет связана с совершенно беспрецедентными техническими решениями. Такая перспектива не является неожиданной, так как развитие термоядерных исследований с первых дней шло рука об руку с развитием техники. Начать с того, что исследование быстрых самосжимающихся разрядов потребовало развития импульсной сильноточной электротехники, разработки новых разрядников, конденсаторов и схем управления. Создание ловушек с магнитными пробками вызвало разработку криогенных обмоток для получения сверхсильных магнитных полей. Дальнейший прогресс будет в еще более значительной мере определяться развитием техники.

Пока нельзя категорически утверждать, какой термоядерный реактор более вероятен: стационарный или работающий короткими импульсами. Мнения ученых по этому поводу расходятся, но наибольшее развитие получили работы по изучению стационарной или квазистационарной плазмы, т. е. плазмы, время жизни которой очень велико по сравнению со временем пролета частицами характерного размера системы. Также не решен вопрос о том, можно ли создать реактор, использующий чисто дейтериевую плазму, или неизбежно применение смеси дейтерия с тритием. Во втором варианте проще собственно реактор, но, по-видимому, встретятся большие трудности с регенерацией трития. Если говорить о реакторе в виде замкнутой ловушки тороидального типа со стационарно или квазистационарно существующей плазмой, состоящей из смеси равных количеств дейтерия и трития, то близкими к оптимальным должны быть плотность 10^{15} см^{-3} и температура плазмы 200 млн.°С. Для удержания такой плазмы потребуется, как сказано выше, поле 100 кэ и реактор радиусом порядка 1 м при длине обхода по тороиду, измеряемой многими метрами. Энерговыведение в нем будет достигать сотен тысяч киловатт на кубический метр плазмы. Для того чтобы выделяющаяся в термоядерной реакции энергия превосходила энергию, затрачиваемую на поддержание работы реактора, время жизни ионов в магнитной ловушке должно быть порядка десятых долей секунды.

Современный уровень термоядерных исследований можно иллюстрировать следующими результатами: на установках «Токамак» при плотности плазмы 10^{13} см^{-3} в объеме нескольких сот литров удается повысить температуру ионов до 1 млн.°С при времени жизни в несколько миллисекунд. На других установках более высокие температуру и плотность одновременно удавалось до сих пор получать лишь на более короткие промежутки времени, а температуру в сотни миллионов и даже миллиарды градусов и время удержания плазмы порядка секунды — только при очень низкой плотности плазмы.



ТЕХНОЛОГИЯ ЯДЕРНОГО ГОРЮЧЕГО

ТЕХНОЛОГИЯ ПЕРЕРАБОТКИ УРАНОВЫХ РУД

Г. А. КОВДА, Б. Н. ЛАСКОРИН, Б. В. НЕВСКИЙ

КРАТКИЙ ИСТОРИЧЕСКИЙ ОБЗОР РАЗВИТИЯ ТЕХНОЛОГИИ ПЕРЕРАБОТКИ УРАНОВЫХ РУД В СССР

Уран является основным сырьем для производства ядерного горючего. Урановые руды в СССР представлены главным образом различными силикатными породами, содержащими небольшие количества урановых минералов (урановая смолка, урановая чернь и пр.); в некоторых случаях встречаются и карбонатные породы. Наряду с ураном руды содержат и другие ценные компоненты (железо, фосфор, торий, редкие земли, ванадий, молибден и пр.), которые также попутно извлекаются.

Производство ядерного горючего — многостадийный процесс, в котором стадии переработки руд с целью выделения чистых соединений урана и последующего получения из них металлического урана играют большую роль.

Развитие технологии переработки урановых руд в СССР в настоящее время достигло высокого уровня.

До Великой Октябрьской социалистической революции промышленная добыча урана в России практически не существовала, хотя русские ученые давно указывали на возможные перспективы использования этого интересного металла.

Д. И. Менделеев в примечании к седьмому изданию своей книги «Основы химии» (1903 г.) писал: «Убежденный в том, что исследования урана, начиная с его природных источников, приведут еще ко многим новым открытиям, я смело рекомендую тому, кто ищет предмет для новых исследований, особенно тщательно заняться урановыми соединениями..., с ними оказались связанными два из важнейших — во многих отношениях — открытий физики и химии нашего времени, а именно: открытие аргониевых элементов (особенно гелия) и радиоактивных веществ...»

Академик В. И. Вернадский также (1911 г.) указывал на перспективы возможного использования атомной энергии: «Недалеко то время, когда человек получит в свои руки атомную энергию, такой источник силы, который даст ему возможность строить свою жизнь, как он захочет...»

В 1900 г. в России была создана первая лаборатория по измерению радиоактивности при Главной палате мер и весов, возглавляемая В. А. Бородовским.

Академик В. И. Вернадский впервые в России организовал поиски месторождений урана и радия (1910 г.).

В первые годы Советской власти (1918—1921 гг.) в СССР был построен завод по переработке урановых руд с целью извлечения из них радия.

В 1918 г. при Главхиме ВСНХ была создана Комиссия по редким металлам, а в 1922 г. при НТО ВСНХ — Бюро редких металлов, которое организовало научно-исследовательскую работу по редким металлам в химической лаборатории МГУ под руководством И. Я. Башилова.

В 1922 г. по инициативе В. И. Вернадского в Ленинграде создается Научно-исследовательский радиевый институт Академии наук РСФСР (РИАН), директором которого в течение многих лет был академик В. Г. Хлопин.

В 1924 г. в Институте прикладной минералогии в Москве была организована Специальная лаборатория технологии цветных металлов (включая и редкие), на базе которой затем выросло несколько самостоятельных институтов, в том числе Институт редких металлов.

В 1925 г. в Москве проходило Первое всесоюзное совещание по редким металлам, в котором приняли участие ведущие специалисты в этой области: академики А. Е. Ферсман, В. Г. Хлопин, В. И. Спичин, Д. И. Щербаков, Э. В. Брицке, профессора М. Н. Соболев, И. В. Шманенков, И. Н. Заозерский и др.

Вскоре после этого возникло Объединение по редким элементам и создан в Москве сначала опытный завод, а затем, в 1928 г., — Московский завод редких элементов (в настоящее время Московский комбинат твердых сплавов).

В 1932 г. И. Я. Башилов выпустил первый в СССР курс по технологии редких элементов, в котором описана технология переработки руд с целью извлечения урана и радия (отечественных руд Ферганской области).

Таким образом, еще в довоенные годы академики В. Г. Хлопин, В. И. Вернадский, А. П. Виноградов и другие создали школу советских радиохимиков, работы которых позволили много лет спустя быстро развить советскую урановую промышленность.

Широкое развитие урановая промышленность в СССР получила после 1945 г. в связи с проведением работ по практическому использованию атомной энергии. Была налажена добыча уже известных урановых руд и одновременно организованы поисковые и разведочные работы по изысканию новых месторождений урана. В результате этого в различных районах страны выявлены месторождения урана, на базе которых построены предприятия по добыче и переработке урановых руд.

ОБОГАЩЕНИЕ УРАНОВЫХ РУД

Обогащение урановых руд на первых этапах производства урана осуществлялось главным образом на основе опыта работы с другими полезными ископаемыми.

В дальнейшем быстрый рост производства урана потребовал расширения его сырьевой базы не только за счет богатых, но и за счет более бедных руд новых типов месторождений, а также изыскания, разработки и применения новых технических средств, технологических приемов и схем для их переработки.

В результате разносторонних исследований выяснилось, что вследствие высокой геохимической подвижности урана, его переменной валентности и способности к образованию в природных условиях многочисленных простых, комплексных, изоморфных и сорбционных соединений урановые руды различных месторождений отличаются исключительным разнообразием минерального состава.

Среди природных урансодержащих минеральных образований встречаются окислы, карбонаты, сульфаты, молибдаты, фосфаты, арсенаты, ванадаты, тантало-ниобаты, силикаты, органические и другие соединения разнообразного состава. Часть этих минеральных образований (собственно урановые минералы в их чистом виде) характеризуется сравнительно стабильным и высоким содержанием урана. Другая часть (минералы-носители) несет уран в виде необязательной примеси, содержание которой крайне нестабильно.

Разумеется, для каждого конкретного месторождения перечень ураноносных минералов не столь широк, как это указано выше. Однако, за некоторыми исключениями, уран в рудах каждого из месторождений представлен не одним минералом, а более или менее широкой группой минералов с различными свойствами. При этом минералы-носители по своим обычным свойствам практически не отличаются от таких же минералов, не содержащих примеси урана и подлежащих удалению в хвосты.

В тех случаях, когда уран в руде связан с немногими и четко выраженными минералами, методы механического обогащения могут обеспечить хорошие технико-экономические показатели. Когда уран в руде представлен широкой группой минералов с различными физическими и физико-химическими свойствами, для получения удовлетворительного извлечения требуется применение комплекса технологических методов. Если осуществление этих методов не связано со значительными затратами и усложнение технологической схемы в целом не чрезмерно, операции обогащения экономически оправдываются. Однако бывают случаи, когда включение операций обогащения усложняет общую технологическую схему настолько, что она становится нерентабельной по сравнению с прямой гидрометаллургической переработкой руды.

Методы механического обогащения вообще не могут дать ни хороших урановых концентратов, ни бедных по урану хвостов, если уран в основной массе рассеян в неурановых минералах. Поэтому иногда целесообразно применять методы механического обогащения для разделения руды на продукты, практически одинаковые по содержанию урана, но различные по минеральному составу (сульфидный, карбонатный, силикатный и т. п.). Каждый из таких продуктов должен перерабатываться отдельно в режиме, наиболее соответствующем его вещественному составу, чем и достигается повышение технико-экономических показателей по схеме в целом.

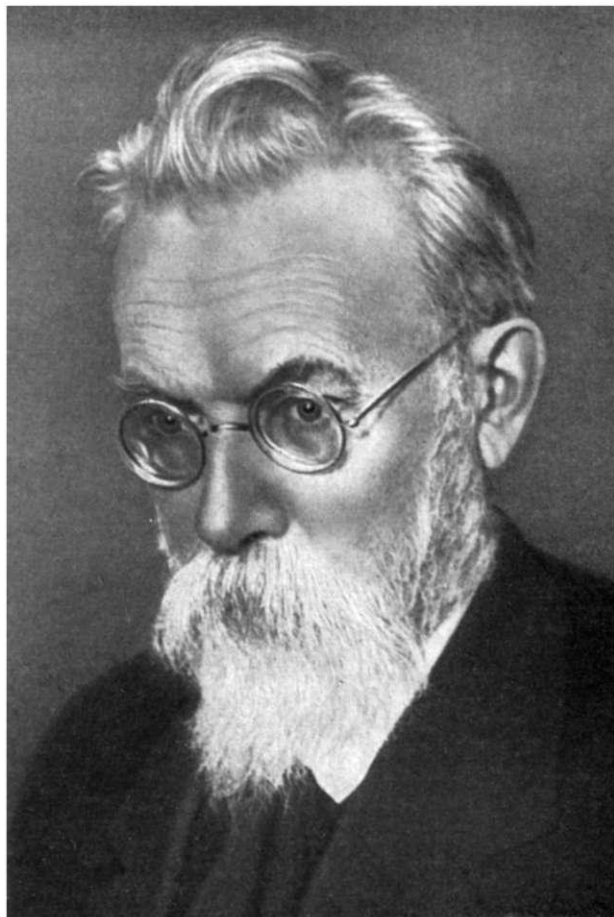
Таким образом, процессы обогащения урановых руд в общем должны решать две главные задачи:

а) удаление из добытой горной массы возможно большего количества пустой породы;

б) разделение остального рудного материала на такие продукты, которые по своему минеральному составу наиболее благоприятны для проведения последующих операций общей технологической схемы.

Использование дешевых методов обогащения при решении первой задачи обеспечивает возможность рентабельной переработки бедных руд. Рациональное решение второй задачи позволяет снизить себестоимость гидрометаллургических операций и облегчить возможность комплексного использования руд.

При большом многообразии свойств урансодержащих минералов все они имеют одно общее свойство: они радиоактивны. Урано-радиевые руды с их естественной радиоактивностью стали первым объектом для применения сначала радиометрии как метода измерения количества радиоактивных элементов по интенсивности излучений, а затем и нового способа обогащения — радиометрической сепарации. Со временем возможности радиометрического способа обогащения расширились благодаря успехам радиоэлектронного приборостроения и ядерной физики, в особенности в области искусственной радиоактивности.



Сущность процесса радиометрической сепарации заключается в автоматизированном разделении добытой горной массы на кондиционные и отвальный продукты на основе радиометрических измерений интенсивности излучений ее порций и кусков. Имеются три взаимодействующие группы факторов, в совокупности определяющих возможности и технологические показатели нового способа обогащения. Эти факторы связаны с характеристикой руды, с параметрами применяемой аппаратуры и технологическими параметрами.

Большая часть определяющих факторов обнаруживает свои закономерности только в статистическом виде. Поэтому основными методами изучения этих факторов и их закономерностей являются математическая статистика и теория вероятностей. Исходя из аппаратного и технологического оформления различают три разновидности процесса радиометрической сепарации: порционный, поточный и кусковой. В каждой из этих разновидностей процесса измерение интенсивности излучений может выполняться или в условиях покоя, или в условиях движения руды по отношению к детекторам излучений. Все разновидности процесса имеют как общие, так и специфические закономерности, которые и учитываются при конструировании аппаратуры и решении технологических задач.

Из факторов, связанных с характеристикой руды, главное (но далеко не единственное) значение имеют ее контрастность и гранулометрический состав.

Под контрастностью понимают неравномерность распределения интересующего нас металла между отдельными кусками руды. В идеально контрастных рудах весь металл сосредоточен в относительно малом количестве кусков, каждый из которых состоит из чистых урановых минералов, остальные же куски не содержат урана. В предельно неконтрастных рудах содержание металла во всех кусках одинаково.

В реальных рудах контрастность не достигает приведенных выше крайних пределов, поэтому реальные руды характеризуются той или иной степенью контрастности. Степень контрастности зависит от характера минерализации, структуры рудных тел и от способов их обработки. Она количественно характеризуется вариационным рядом, в котором дается соотношение выходов фракций руды с различным содержанием металла. Вариационный ряд, в свою очередь, служит для расчета коэффициента вариации или подобных ему необходимых статистических величин.

Количественные характеристики контрастности и гранулометрического состава руд используются при оценке их обогатимости радиометрическим способом, расчете возможных технологических схем обогащения, анализе качества работы радиометрических сепараторов и т. д.

Радиометрическое обогащение осуществляется при помощи специальной аппаратуры — рудосортировочных машин или сепараторов. Радиометрический сепаратор состоит из трех основных конструктивных узлов: радиометра с датчиком, отбирающих (разделяющих) механизмов и механизмов, обеспечивающих подачу рудного материала в зону измерения и удаление продуктов сепарации.

Задача радиометра как счетно-решающего устройства радиометрического сепаратора заключается прежде всего в том, чтобы с определенной достоверностью отвечать на вопрос — превышает или не превышает зарегистрированная датчиком интенсивность излучений некоторую величину, заданную настройкой радиометра. В зависимости от ответа на этот вопрос радиометр включает или не включает автоматическое устройство, отбирающее данную порцию (кусок) в концентрат.

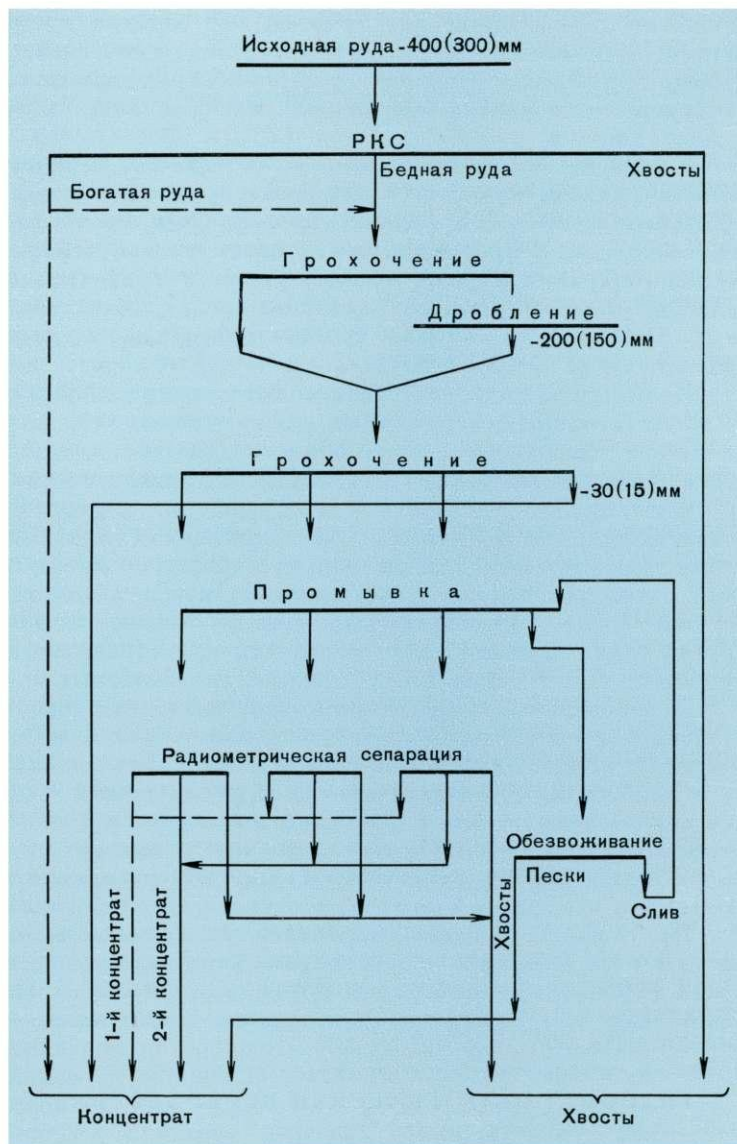
Теория вероятностей позволяет определить вероятность включения отбирающего механизма, найти ее связь с количеством металла, заключенного в измеряемых кусках (порциях) руды, и в математической форме представить элементарный акт процесса радиометрической сепарации, акт отбора рудных кусков в концентрат, и его параметры. К числу этих параметров относятся чувствительность детекторов, удельная эффективность регистрации излучений, продолжительность измерений, настройка, наличие посторонних излучений, надежность действия различных узлов сепаратора и пр.

Существуют определенные границы крупности руды, подлежащей радиометрической сепарации. Верхний предел крупности обуславливается тем обстоятельством, что в чрезмерно крупных кусках участки повышенной концентрации урана не будут достаточно раскрыты, а также конструктивными параметрами сепаратора. Нижний предел крупности связан с бортовым содержанием урана в отбираемых кусках, удельной эффективностью регистрации излучений, уровнем регистрируемых датчиком посторонних излучений и с другими факторами.

Головные операции процесса радиометрического обогащения непосредственно связаны с технологией горных работ. Добытая горная масса (рис. 1) в процессе ее транспортировки в вагонетках или других стандартных емкостях проходит под землей или на поверхности через радиометрические контрольные станции (РКС). РКС осуществляют учет добытого металла, удаление основной массы пустой породы в отвал и разделение руды по содержанию металла на заданное число сортов для последующей переработки.

При достаточно высокой контрастности руды выделенные на РКС промежуточные сорта несут еще значительные количества пустой породы. Такие сорта

Рис. 1. Типовая схема радиометрической обогатительной фабрики.



подвергаются второй стадии радиометрического обогащения, обычно в кусковом (иногда в поточном) режиме. Эта стадия включает подготовительные операции: дробление (обычно до 150—200 мм), грохочение на три-четыре класса крупности, промывку классов, подлежащих радиометрической сепарации. Класс—30(15) мм при нынешнем уровне техники радиометрического обогащения обычно не подвергается сепарации, тем более, что в большинстве случаев он имеет повышенное содержание урана.

Технологические показатели радиометрической сепарации могут колебаться в широких пределах в зависимости от природных качеств руды, совершенства применяемой аппаратуры и правильности технологических приемов. В общем выход отвальных хвостов может достигать 70—80% (а иногда и больше) веса поступающего на сепарацию материала.

Широкое промышленное использование радиометрического обогащения дало большой экономический эффект. Вместе с другими радиометрическими

службами горнорудных предприятий оно оказало прогрессивное влияние на методы, организацию и показатели горных работ, повысило извлечение урана из недр, освободило транспорт от перевозки, а гидрометаллургические заводы — от переработки многих миллионов тонн балласта, выведенного из процесса в виде хвостов.

В зависимости от вещественного состава руд и других конкретных обстоятельств радиометрическое обогащение применяется как единственный обогатительный процесс или в сочетании с другими способами обогащения. Для руд жильного типа с преимущественно настурановой минерализацией радиометрическая сепарация хорошо комбинируется с гравитационными способами обогащения: отсадкой, концентрацией на столах, обогащением в тяжелых суспензиях. Особенно эффективно суспензионное гидроциклонирование материалов крупностью от $-15(20)$ до $1-2$ мм.

Новые разновидности гравитационного процесса обогащения, основанные на использовании центробежных сил и тяжелых сред, в определенных случаях являются единственно целесообразным и успешно применяемым способом обогащения весьма бедных комплексных урановых руд.

Флотация как способ извлечения урановых минералов в общем не оправдала возлагавшихся на нее надежд. Обусловливаемая разнообразием и тонкой вкрапленностью урановой минерализации сложность предлагавшихся технологических схем, как правило, не оправдывалась технико-экономическими показателями. Однако применение флотации несомненно целесообразно для решения других задач, а именно для разделения руды (радиометрических или гравитационных концентратов) на сульфидные, карбонатные и силикатные продукты.

Целесообразность флотационного выделения сульфидных концентратов связана или с необходимостью комплексного использования сырья (извлечение кобальта, никеля, молибдена и пр.), или с рациональной подготовкой материала к карбонатному выщелачиванию и последующей сорбции урана. В последнем случае измельчение и флотацию можно вести с использованием оборотных карбонатных растворов. В результате этого снижается расход реагентов, достигается более полное извлечение сульфидов и уменьшается содержание политионов и сульфатов в пульпе, поступающей на сорбцию.

При кислотной схеме гидрометаллургического завода присутствие карбонатов в руде вызывает непроизводительные расходы химикатов, поэтому выделение карбонатных минералов в отдельный продукт для содового выщелачивания или для нейтрализации кислых пульп может быть целесообразным.

ГИДРОМЕТАЛЛУРГИЧЕСКАЯ ПЕРЕРАБОТКА

Подготовительные операции. Первыми операциями гидрометаллургической переработки урановых руд являются их дробление и измельчение до крупности от $-0,5$ до $0,074$ мм для более полного контакта выщелачивающего реагента с урановыми минералами. Необходимая степень измельчения определяется тонкостью вкрапления урановых минералов, пористостью руды и интенсивностью действия выщелачивающего реагента. Кислотное выщелачивание допускает более крупный помол, чем карбонатное (содовое). Дробление и измельчение урановых руд производится в обычных аппаратах (дробилки и шаровые мельницы), применяемых и для других руд.

Для контроля крупности дробления и измельчения применяются обычные грохота, классификаторы и гидроциклоны.

В последнее время начали внедрять новые методы дробления и измельчения урановых руд: бесшаровое дробление и измельчение в мельницах большого диаметра (мельницы «Каскад»), струйное измельчение и бесшаровое измельчение в кислой среде (т. е. совмещенное с выщелачиванием). Новые методы более

экономичны, так как при этом резко сокращается расход стали (шаров) и реагентов и повышается извлечение урана при последующем выщелачивании.

После дробления и измельчения рудная пульпа обычно подвергается сгущению, при этом широко используются современные синтетические флокулянты (например, полиакриламид и пр.).

Выщелачивание урана из руд. Кислотное выщелачивание. Первоначально в процессе переработки богатых руд применяли разложение руд крепкой азотной кислотой при нагревании. В этом случае наряду с ураном в раствор переходило очень большое количество примесей (железо, алюминий, кальций и пр.), выделялись вредные окислы азота, очистка сбросных растворов была весьма затруднительна. В дальнейшем стали применять более экономичную и избирательную смесь серной и азотной кислот.

В настоящее время для силикатных и алюмосиликатных урановых руд основным является метод избирательного выщелачивания раствором серной кислоты с окислителями (пиролюзит, хлораты натрия и калия). Этот метод характеризуется невысокой кислотностью (рН 1,0—2,0), низкой температурой (20—60° С), но сравнительно большой продолжительностью (12—24 ч). Для него требуется более тонкое измельчение руды. В результате снижается расход кислоты и окислителя и получаются растворы с меньшим содержанием примесей, что значительно облегчает все последующие процессы (сорбцию и экстракцию).

Теоретические исследования показали, что при сернокислотном выщелачивании большую роль в окислении четырехвалентного урана играют ионы трехвалентного железа. Систематическое изучение поведения урановых минералов и сопутствующих минералов пустой породы при сернокислотном выщелачивании урановых руд с добавкой различных окислителей позволило определить характер действия окислителей. Были выявлены преимущества природного пиролюзита как наиболее дешевого и эффективного окислителя, обеспечивающего высокое извлечение урана.

Дозировка кислоты и окислителя при избирательном выщелачивании полностью автоматизирована (по значениям величин рН и окислительно-восстановительного потенциала).

Использование для выщелачивания серной кислоты и природного пиролюзита позволило ликвидировать проблему очистки вентиляционных газов и облегчило очистку и обезвреживание вод. Существенное значение в снижении расходов на выщелачивание имела также замена чанов с механическим перемешиванием пульпы чанами типа пачука большого объема (до 300—500 м³) с пневматическим перемешиванием (сокращение расхода электроэнергии и затрат на ремонт и обслуживание).

Дальнейшим развитием процесса выщелачивания явилась разработка метода сорбционного выщелачивания, при котором выщелачивание и сорбция урана из пульпы анионообменной смолой совмещены в одном процессе. Это обеспечивает снижение расхода реагентов, сокращение и упрощение всей технологической схемы извлечения урана из руд.

Перспективен и метод кислотного автоклавного выщелачивания урановых руд. Применение автоклавов позволяет интенсифицировать процесс выщелачивания, комплексно и с минимальными затратами на реагенты перерабатывать сульфидсодержащие руды. При этом достигается высокое извлечение урана и некоторых сопутствующих ценных компонентов и снижается переход в раствор примесей. Другим направлением использования автоклавов является высокотемпературный гидролиз, который может применяться для очистки растворов и регенерации реагентов.

Представляет интерес возможность совмещения в одном аппарате процессов выщелачивания и бесшарового измельчения (измельчение в кислой среде). При этом одновременно интенсифицируется процесс измельчения (скорость

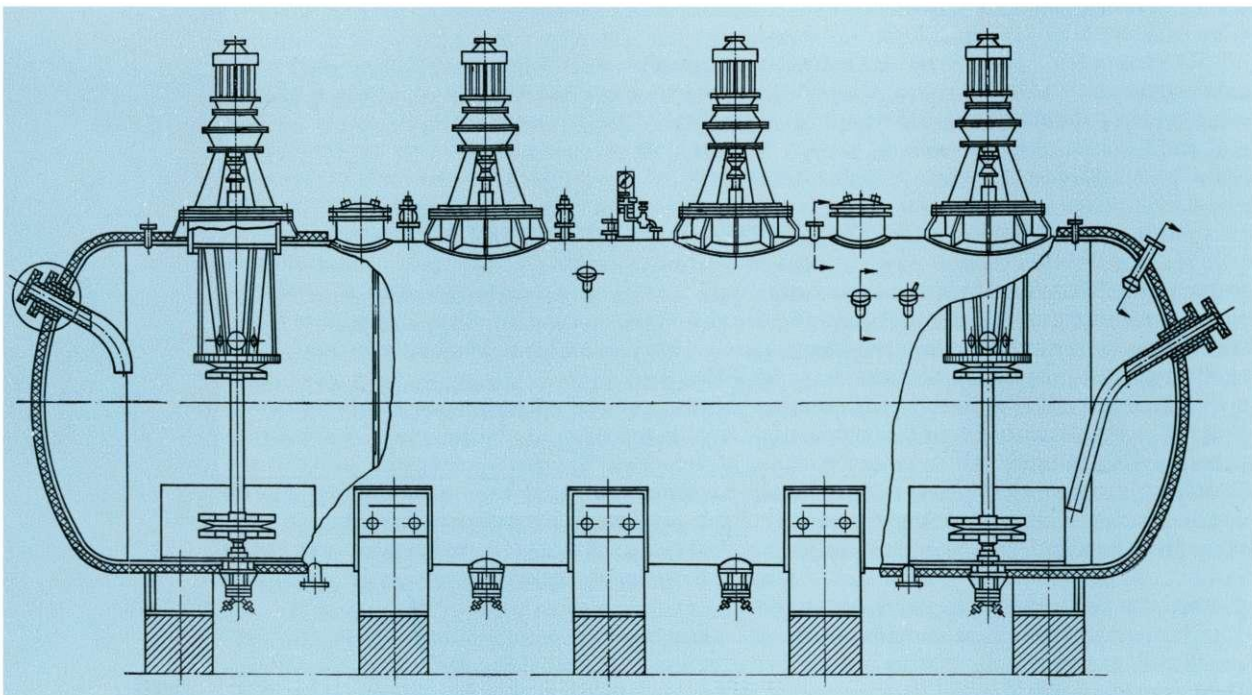
увеличивается в 1,5—2 раза), так как разрушение частиц руды происходит также и химическим путем.

Дешевым и простым является метод бактериального выщелачивания урановых руд, в котором растворение урановых минералов происходит под действием серной кислоты и сульфата окисного железа, образующихся при бактериальном окислении пирита. В случае пиритсодержащих руд выщелачивание может происходить без химических реагентов; для алюмосиликатных руд с низким содержанием серы требуется добавка небольшого количества пирита. Наряду с ураном при бактериальном выщелачивании в значительной степени извлекаются и другие ценные компоненты, такие, как молибден и торий. Метод кучного бактериального выщелачивания перспективен для извлечения урана из забалансовых руд попутной добычи, хвостов радиометрической сортировки, а также из руд некоторых месторождений с ограниченными запасами урана, но благоприятными условиями добычи.

Существенным этапом в совершенствовании технологии переработки урановых руд, а также в увеличении полноты использования имеющихся в недрах запасов урана явилась разработка методов подземного выщелачивания. Разработаны и нашли практическое применение методы подземного выщелачивания для извлечения урана из руд месторождений с твердыми скальными породами и из руд осадочных месторождений.

В первом случае выщелачивание производится в подземных блоках, в которых магазинируется руда, предварительно раздробленная взрывами. Блоки орошаются раствором серной кислоты. Стекающие растворы, содержащие обычно несколько десятых долей грамма урана на литр, собираются на нижележащих выработках и направляются на извлечение из них урана (обычно методами сорбции), а затем используются для выщелачивания после необходимого

Рис. 2. Автоклав для выщелачивания урановых руд.



подкисления. В последнее время внедряется также метод бактериального подземного выщелачивания.

При переработке руд осадочных месторождений раствор серной кислоты подается с поверхности в пласт через одни скважины, а урансодержащий раствор выводится из пласта через другие скважины, оборудованные аэролифтными насосами.

Карбонатное выщелачивание. Основой карбонатного выщелачивания является окисление четырехвалентного урана в карбонатном растворе. Наиболее дешевый окислитель — кислород воздуха. Усовершенствование процессов карбонатного выщелачивания проводилось в направлении улучшения условий окисления в открытых аппаратах путем тонкого диспергирования воздуха, подбора катализаторов и применения автоклавов. Определены оптимальные условия использования различных катализаторов окисления: медно-аммиачного комплекса, ферроцианидов, соединений двух- и четырехвалентного марганца, халькопирита и др.

Наибольшая интенсификация процессов карбонатного выщелачивания достигается при использовании в качестве окислителей кислорода или воздуха под давлением. Повышение температуры до 120—130°С позволяет достичь более высокого извлечения урана даже из весьма упорных руд.

Для проведения автоклавного карбонатного выщелачивания разработаны конструкции многокамерных горизонтальных автоклавов объемом 30 и 120 м³ (рис. 2) и однокамерных вертикальных автоклавов объемом до 50 м³.

При карбонатном выщелачивании весьма эффективно осуществляется попутное извлечение такого ценного компонента урановых руд, как молибден.

СОРБЦИОННАЯ ТЕХНОЛОГИЯ

Высокие темпы развития атомной науки и техники, создание производства конструкционных материалов, а также эффективное решение вопросов разделения элементов с близкими физическими и химическими свойствами неразрывно связаны с успехами сорбционной и экстракционной технологии.

Определяющее значение сорбционная и экстракционная технология приобрела в процессе комплексной переработки бедных урановых руд. При выщелачивании наряду с полезными компонентами в раствор переходит большое количество сопутствующих примесей (железо, алюминий, щелочноземельные, щелочные металлы и др.). В зависимости от типа урановых руд в промышленной практике встречаются сернокислые, азотнокислые, фосфорнокислые, карбонатные пульпы и растворы. Наиболее трудоемки и энергоемки операции разделения твердой и жидкой фаз, т. е. операции фильтрации или противоточной декантации, с которыми, как правило, связаны большие потери ценных компонентов.

На первых отечественных предприятиях по переработке урановых руд отделение раствора от основной рудной массы после выщелачивания осуществлялось фильтрацией на дисковых или барабанных фильтрах. Для уменьшения потерь урана с отвалами в зависимости от его содержания в исходной руде производилось две-три репульпации (промывки кека) и соответственно две-три фильтрации дополнительно к основной. Уран от большинства сопутствующих примесей отделялся путем обработки содой, выпадающие осадки гидроокисей и основных карбонатов отфильтровывались, а из карбонатного раствора после декарбонизации аммиаком осаждался диуранат аммония. Для получения соединений урана высокой чистоты диуранат аммония растворялся в углекислом аммонии, из которого при высаливании выделялись кристаллы уранилтрикарбоната аммония.

Решение проблемы переработки бедных урановых руд с приемлемыми технико-экономическими показателями оказалось возможным на основе бес-

фильтрационного метода сорбции из пульпы. Уран находится в катионной и анионной формах, между которыми существует подвижное, динамическое равновесие. Для решения различных задач сорбционного концентрирования урана используются катиониты, аниониты и амфолиты.

В 1948 г. было предложено использовать карбоксильные смолы на основе акриловой и метакриловой кислот и другие иониты, характеризующиеся наличием слабокислых ионообменных групп для извлечения урана из растворов и пульп, содержащих большие количества солей (сульфатов, хлоридов, нитратов). Высокая сорбционная емкость по урану такого типа сорбентов при большой ионной силе растворов связана с тем, что вследствие малой степени диссоциации слабокислых функциональных групп ионообменные свойства сорбентов депрессированы, и уран поглощается за счет образования комплексов, как это происходит при взаимодействии с карбоновыми кислотами. Обычные карбоксильные иониты, типа КБ-4, амберлита IRC-50 и пр., мало пригодны для извлечения урана из слабокислых производственных растворов, так как содержат большое количество сшивки дивинилбензола, и поэтому имеют малую сорбционную емкость по урану. Сополимеры обладают высокой механической прочностью при крупном зернении ($+0,6-1,6$ мм), а также большой емкостью, что обеспечило широкое их использование в урановой промышленности для сорбции урана из пульп, особенно при переработке бедных руд. Метод сорбции из пульп в промышленном масштабе был осуществлен впервые в мировой практике на урановых заводах СССР в 1953—1954 гг. и впоследствии отработан для золотосодержащих руд и руд цветных металлов.

Сущность метода сорбции из пульп состоит в том, что в тонкоизмельченную ($-0,15$ мм) пульпу (руды или концентрата) вводится зерненный ионит ($+0,6-1,6$ мм), селективно поглощающий уран. После насыщения ионита выделение его из пульпы осуществляется при помощи специального сеточного дренажного устройства или в восходящем потоке. В промышленности используется несколько вариантов процесса сорбции из пульп, существенно отличающихся по аппаратному оформлению (статический метод, сорбция во взвешенном слое ионита и непрерывный метод сорбции в контактных аппаратах с пневматическим перемешиванием). На рис. 3 приведена схема непрерывного процесса сорбции из пульп, а на рис. 4 — схема сорбционного аппарата с пневматическим перемешиванием, применяемого в этом процессе.

Для разделения смолы и пульпы используется специальной конструкции сетчатый дренаж с наклонной сеткой. Простота и надежность конструкции сорбционного аппарата, а также высокая механическая прочность специально приготовленных ионитов обеспечили широкое использование процесса сорбции из пульп при комплексной переработке руд, содержащих уран, молибден, золото, медь, кобальт, никель и другие металлы.

В промышленности применяются аппараты производительностью $100-120$ м³/ч, и переход на аппараты более высокой производительности не встречает каких-либо затруднений, что особенно важно при переработке бедных руд цветных металлов. Регенерация ионита осуществляется в непрерывных аппаратах с движущимся слоем ионита. В СССР и странах народной демократии имеется большой промышленный опыт по использованию процессов сорбции урана из пульп. Наиболее эффективным является процесс сорбции из плотных пульп, содержащих 50—60 % твердого при 100 %-ном измельчении до $-0,15$ мм.

Для сорбции урана из кислых и карбонатных пульп используются аниониты на основе хлорметилированного стиролдивинилбензольного сополимера, аминированного триметиламином или пиридином, и различные сополимеры винилпиридина.

Десорбция урана с ионитов после сорбции из кислых растворов и пульп производится для карбоксильного ионита разбавленными растворами серной или азотной кислоты и для анионитов смесью азотной кислоты и нитратов или

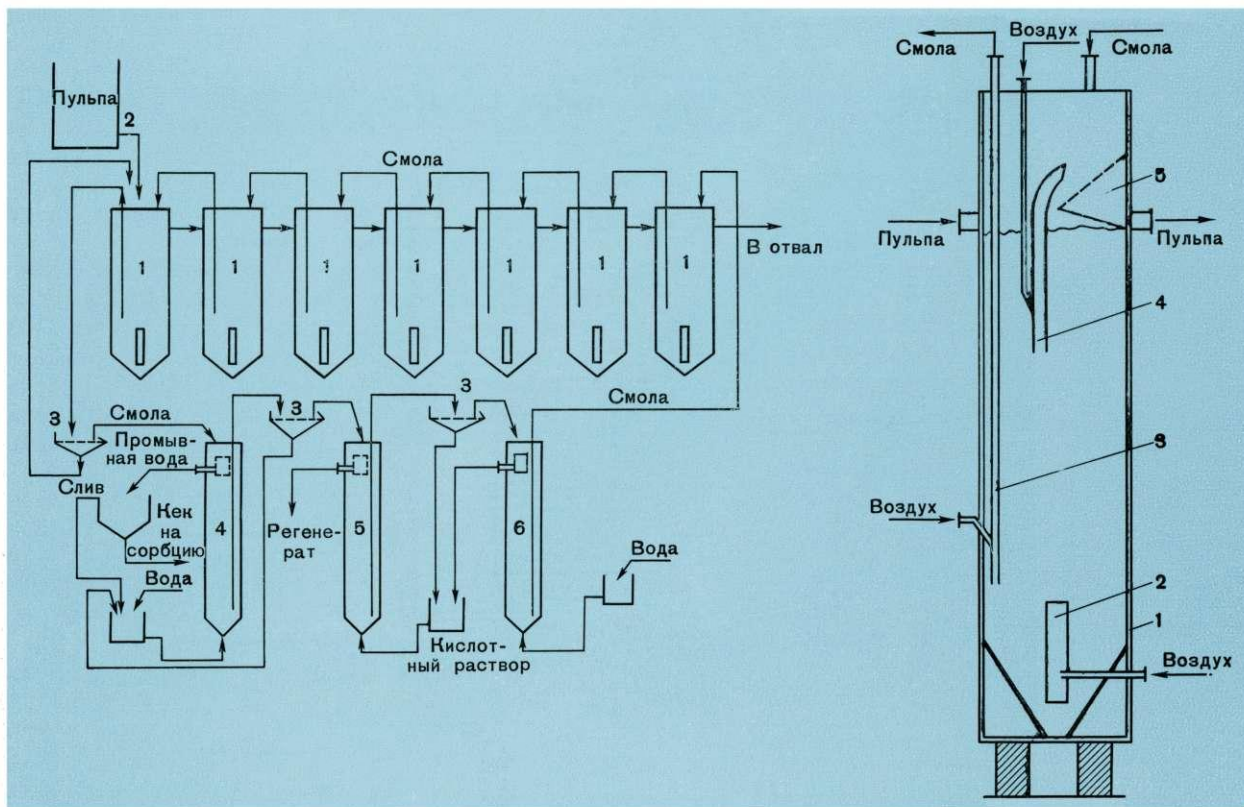


Рис. 3. Схема непрерывного процесса сорбции из пульпы:

1 — сорбционные аппараты типа пачука; 2 — распределитель пульпы; 3 — грохоты; 4 — колонна для отмывки смолы от пульпы; 5 — колонна для регенерации; 6 — колонна для отмывки смолы от избыточной кислотности.

Рис. 4. Схема аппарата для непрерывного процесса сорбции из пульпы:

1 — корпус аппарата; 2 — аэролифт для перемешивания; 3 — аэролифт для транспортировки смолы; 4 — аэролифт для транспортировки пульпы со смолой; 5 — разделительный элемент.

соляной кислоты и хлоридов, а также концентрированными растворами серной кислоты. После сорбции из карбонатных растворов и пульп уран десорбируют с ионных растворами, содержащими 0,5—1,0% соды и 5—10% хлорида натрия или нитрата натрия.

Соединения урана высокой чистоты получают из десорбционных растворов экстракцией в условиях, обеспечивающих селективное действие экстрагентов.

ЭКСТРАКЦИОННАЯ ТЕХНОЛОГИЯ

В первый период при производстве урана экстракция использовалась только на стадии получения соединений урана высокой чистоты и для переработки богатых концентратов или растворов с большим содержанием урана. В 1955—1956 гг. были разработаны методы экстракционного извлечения урана из сернокислых, карбонатных и фосфорнокислых растворов, полученных при выщелачивании различных типов урановых руд.

Широкое применение экстракция получила для извлечения урана из азотнокислых, солянокислых и сернокислых десорбционных растворов, образу-

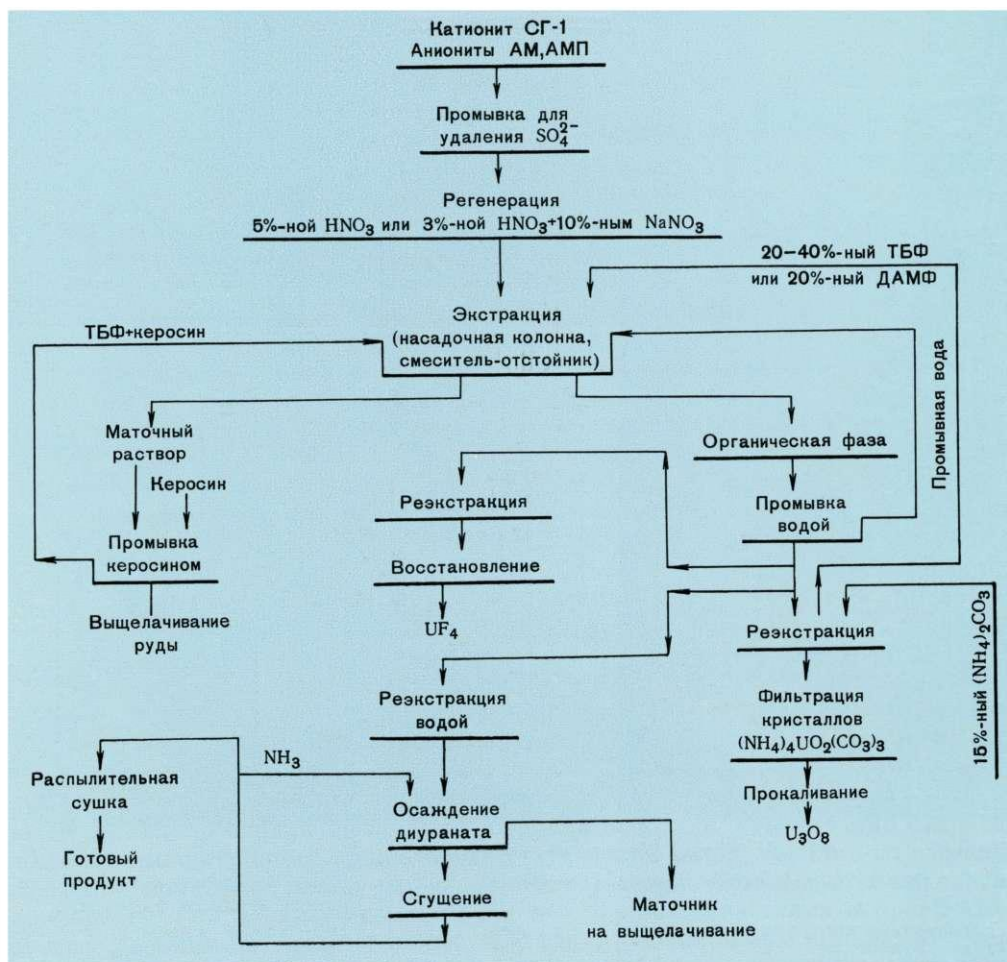


Рис. 5. Технологическая схема экстракционной очистки урановых азотнокислых десорбционных растворов.

щихся при регенерации катионитов и анионитов. На рис. 5 в качестве примера приведена технологическая схема экстракции урана из азотнокислых десорбционных растворов.

Наиболее распространен метод твердофазной реэкстракции с получением кристаллов аммонийуранилтрикарбоната. Тетрафторид урана образуется в результате термического восстановительного разложения аммонийуранилтрикарбоната до двуокиси урана с последующим гидрофторированием сухим или мокрым методом. Разработаны методы электрохимического восстановления урана (VI) до урана (IV) с последующим осаждением тетрафторида плавиковой кислотой.

В качестве экстрагентов для извлечения урана, тория, редкоземельных элементов и других ценных компонентов (Zr, Hf, Nb, Ta, Mo, W, Co, Ni, Au, Be) используется большое количество кислых и нейтральных фосфорорганических соединений и аминов. Среди них особо следует отметить трибутилфосфат (ТБФ), алкилфосфорные кислоты [ди-(2-этилгексил)-фосфорная кислота] (ДЭГФК), диоктиловый эфир метилфосфиновой кислоты (ДОМФ), триалкилфосфиноксиды (ТАФО) на основе фракции спиртов $C_8 - C_{12}$, смеси диалкилфос-

фторных кислот с нейтральными фосфорорганическими соединениями, триалкиламины (ТАА) на основе фракции спиртов $C_8 - C_{12}$, бензилалкиламины и четвертичные триалкилбензиламмониевые основания.

Природа разбавителя оказывает весьма существенное воздействие на экстракционные свойства нейтральных экстрагентов и жидких ионов. В качестве разбавителя чаще всего используются специальные сорта очищенного керосина с добавками спиртов $C_8 - C_{12}$. Процесс экстракции урана нейтральными фосфорсодержащими экстрагентами и особенно жидкими ионитами отличается высокими кинетическими характеристиками. Так, при извлечении триоктиламином сульфатного комплекса урана равновесие устанавливается в течение 20—30 сек, в то время как для лучших образцов анионитов, даже мелкого зернения (менее 0,1 мм), требуется несколько минут. Еще большее различие в кинетике наблюдается при извлечении ионов, частично полимеризованных, что можно показать на примерах сорбции и экстракции молибдена. Жидкие иониты могут успешно использоваться во многих областях, где применяются и твердые иониты.

Следует отметить, что существенным недостатком экстракционных процессов является значительная потеря экстрагента, и поэтому эти процессы пока не нашли применения для извлечения урана из пульпы и сильно разбавленных растворов. Для этих систем экстракционные процессы уступают по эффективности сорбционным.

В зависимости от производительности установки и свойств экстракционной системы разработано большое разнообразие высокоэффективных экстракционных аппаратов. При сравнительно невысокой производительности (до $100 \text{ м}^3/\text{сутки}$)

Рис. 6. Схема горизонтального смесителя-отстойника ящичного типа для экстракции урана и цветных металлов:

1 — форкамера; 2 — окно для перетока тяжелой фазы; 3 — регулировочный патрубок; 4 — задвижка; 5 — окно для перетока смеси фаз; 6 — турбинная мешалка; 7 — смесительная камера; 8 — заслонка; 9 — окно для перетока легкой фазы; 10 — отстойная камера.

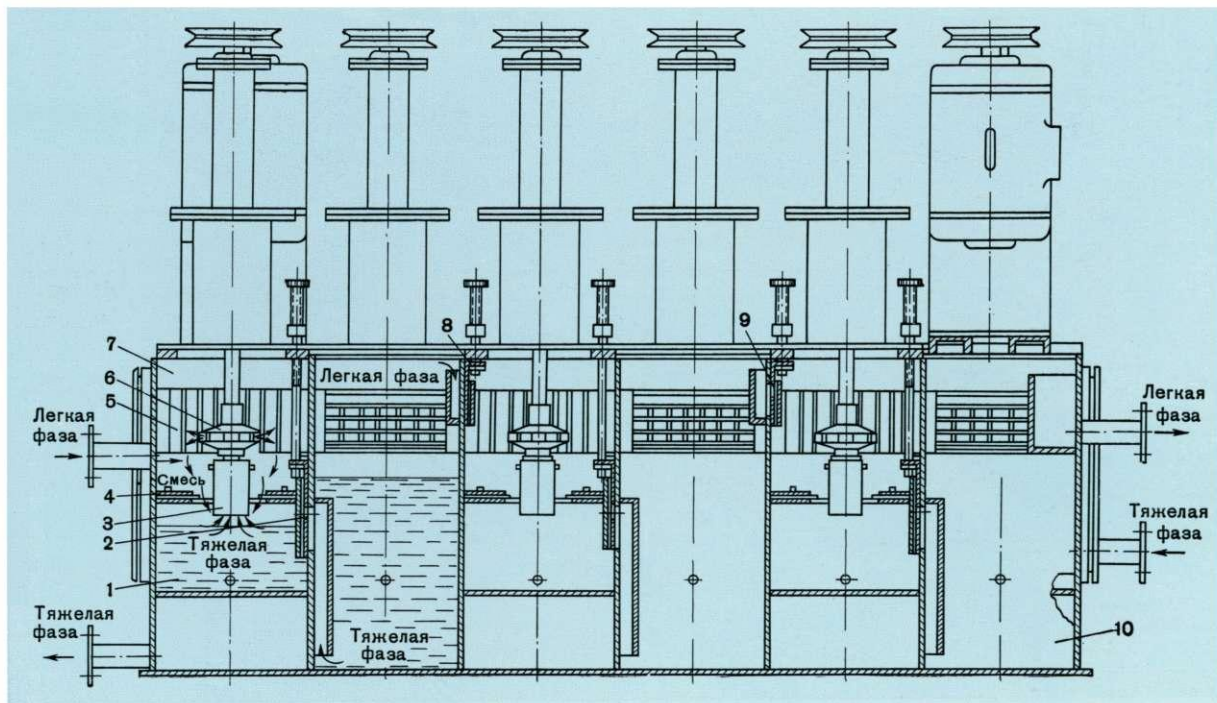


Рис. 7. Схема смесителя-отстойника цилиндрического типа.

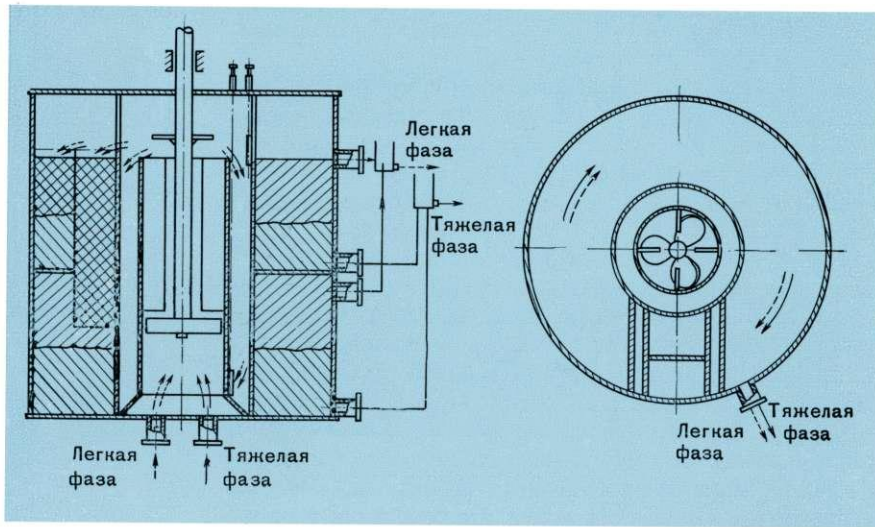
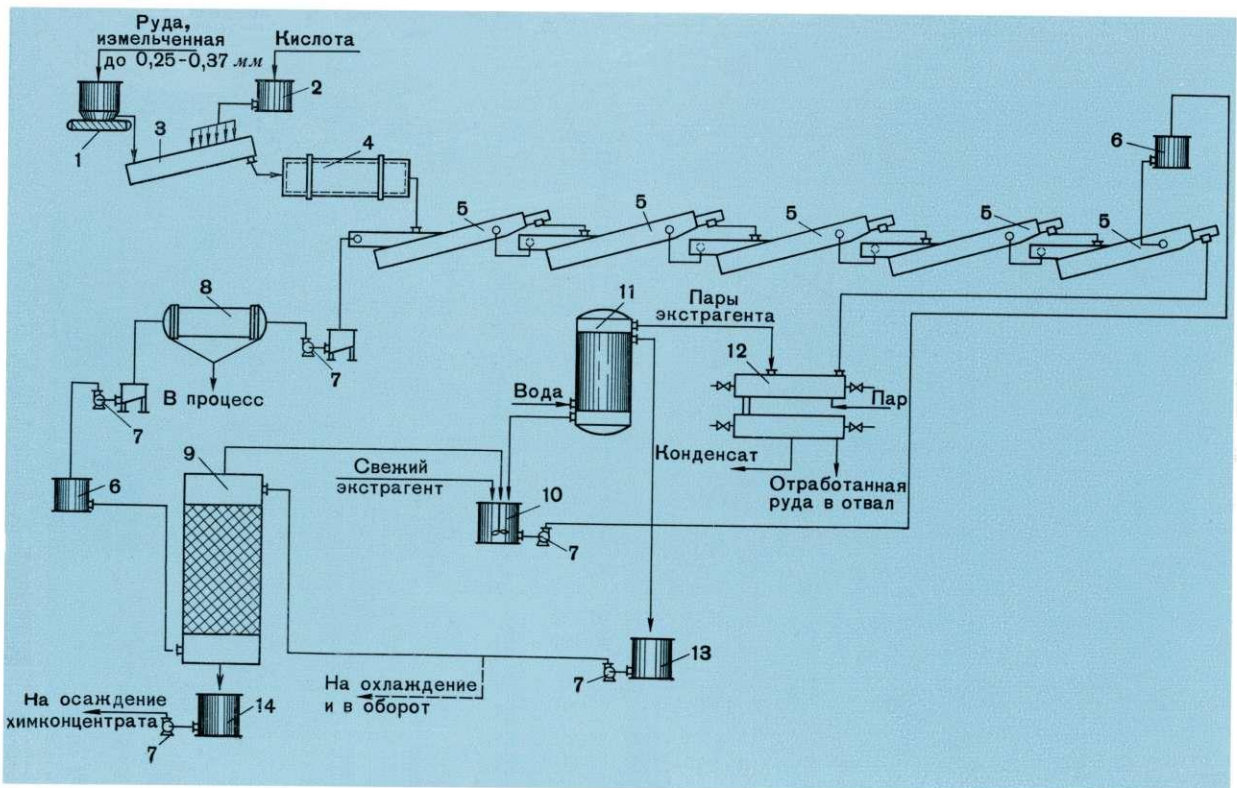


Рис. 8. Схема экстракции урана из рудных паст:

1 — питатель; 2 — бак для кислоты; 3 — аппарат для кислотного замеса руды или концентрата; 4 — аппарат для подсушки и охлаждения рудной пасты; 5 — лопастные экстракторы; 6 — напорные баки; 7 — насосы; 8 — фильтр-пресс; 9 — рекстракционная колонна; 10 — контактный чан; 11 — холодильник; 12 — аппарат для отгонки экстрагента; 13 — сборник экстрагента; 14 — сборник концентрированного уранового раствора.



используются экстракционные колонны: пульсирующие, турбинно-роторные, роторно-дисковые, а также экстракционные центрифуги типа ЭРМ-350 и пр. Наиболее широкое распространение в промышленности для экстракции урана, тория, редкоземельных элементов и других ценных металлов получили горизонтальные смесители-отстойники с гидравлическими затворами в каждой камере, что обеспечивает независимость работы отдельных ступеней и возможность проведения экстракции в широком диапазоне соотношений органической и водной фаз. Схема горизонтального смесителя-отстойника ящичного типа приведена на рис. 6. Для установок большей производительности (более $1000 \text{ м}^3/\text{сутки}$) разработаны смесительно-отстойные аппараты цилиндрического типа. Один из вариантов такого аппарата показан на рис. 7.

Дальнейшее усовершенствование экстракционной технологии при переработке руд и концентратов связано, с одной стороны, с созданием новых селективных экстрагентов и более производительного оборудования с использованием центробежных сил и, с другой — с разработкой процессов экстракции из пульпы и неводного экстракционного выщелачивания. Различные варианты процессов экстракции урана из пульпы и плотных паст разработаны и опробованы в полупромышленном масштабе. На рис. 8 приведена аппаратурная схема экстракции урана из рудных паст.

ИЗВЛЕЧЕНИЕ УРАНА ИЗ ПРИРОДНЫХ ВОД

В природных водах содержатся практически безграничные запасы урана и других ценных компонентов. Содержание урана в океанической воде составляет около 3 мг/м^3 . В пределах СССР в 1948—1950 гг. вся основная гидрографическая сеть подробно исследовалась на содержание урана. Во многих крупных водоемах обнаружено повышенное содержание урана. Содержание урана в природных водах находится в пределах от 2 до 100 мг/м^3 ; в шахтных и нефтяных водах оно достигает $200—400 \text{ мг/м}^3$. Общее содержание урана в морской и океанической воде остается постоянным и составляет несколько миллиардов тонн.

В СССР с 1949 г. ведутся работы по созданию промышленных методов извлечения урана из природных и шахтных вод. Разработаны различные варианты извлечения урана из природных вод с использованием соосадителей, минеральных и органических сорбентов. Впервые в мировой практике в СССР в 1954—1955 гг. осуществлен в опытно-промышленных условиях метод извлечения урана из природных вод, содержащих $0,06 \text{ мг}$ урана в литре. На рис. 9 приведена технологическая схема первой опытной промышленной установки по извлечению урана. Стоимость урана, полученного из природных и шахтных вод, находится на уровне, достигаемом при переработке бедных руд. Из шахтных вод уран извлекается с помощью ионообменных сорбентов.

СХЕМЫ ПЕРЕРАБОТКИ УРАНОВЫХ РУД РАЗЛИЧНОГО СОСТАВА

Первоначально в урановой промышленности широко применялась так называемая кислотно-содовая осадительно-фильтрационная схема. По этой схеме руда сначала выщелачивалась крепкой азотной кислотой, а затем производились последовательно содовая очистка от примесей, связанная с многократной фильтрацией и репульпацией рудно-гидратных кеков, осаждение и переосаждение урана из отфильтрованных растворов. Такая схема требовала значительного расхода реагентов (достигающего иногда 100% веса руды), пара, энергии, фильтротканей, установки громоздкого фильтровального оборудования, многочисленного обслуживающего персонала и т. д. Кроме того, эта схема давала низкое извлечение урана (обычно менее 90%).

В настоящее время наиболее распространенной схемой переработки руд (кроме высококарбонатных) является кислотное выщелачивание их с последующей сорбцией урана из пульпы на катионитах или анионитах и экстракционной перераспределкой элюатов с получением чистых соединений урана (рис. 10). Для руд с высоким содержанием карбонатов применяется аналогичная схема, но с карбонатным (обычно автоклавным) выщелачиванием. В связи с внедрением автоклавов карбонатное выщелачивание может быть с успехом применено и для силикатных руд.

В большинстве случаев руда подвергается также предварительному радиометрическому обогащению.

Перечисленные современные схемы обеспечивают значительное снижение затрат на реагенты, энергию и рабочую силу в пересчете на переработку 1 т руды (в 2—3 раза меньше, чем по кислотно-содовой схеме) и одновременно обеспечивают высокое извлечение урана из руд (значительно более 90%).

Рис. 9. Промышленная полупроизводственная установка по извлечению урана из природных вод:

1 — насос 16-НДН; 2 — камера смешения; 3 — насосы для перекачивания растворов; 4 — питатели; 5 — контактные чаны; 6 — контактный осветлитель; 7 — отстойники; 8 — суспензионный осветлитель; 9 — скоростной фильтр типа АКХ; 10 — сгуститель; 11 — фильтр-сгуститель; 12 — напорные баки; 13 — сорбционные колонки; 14 — сборники для растворов.

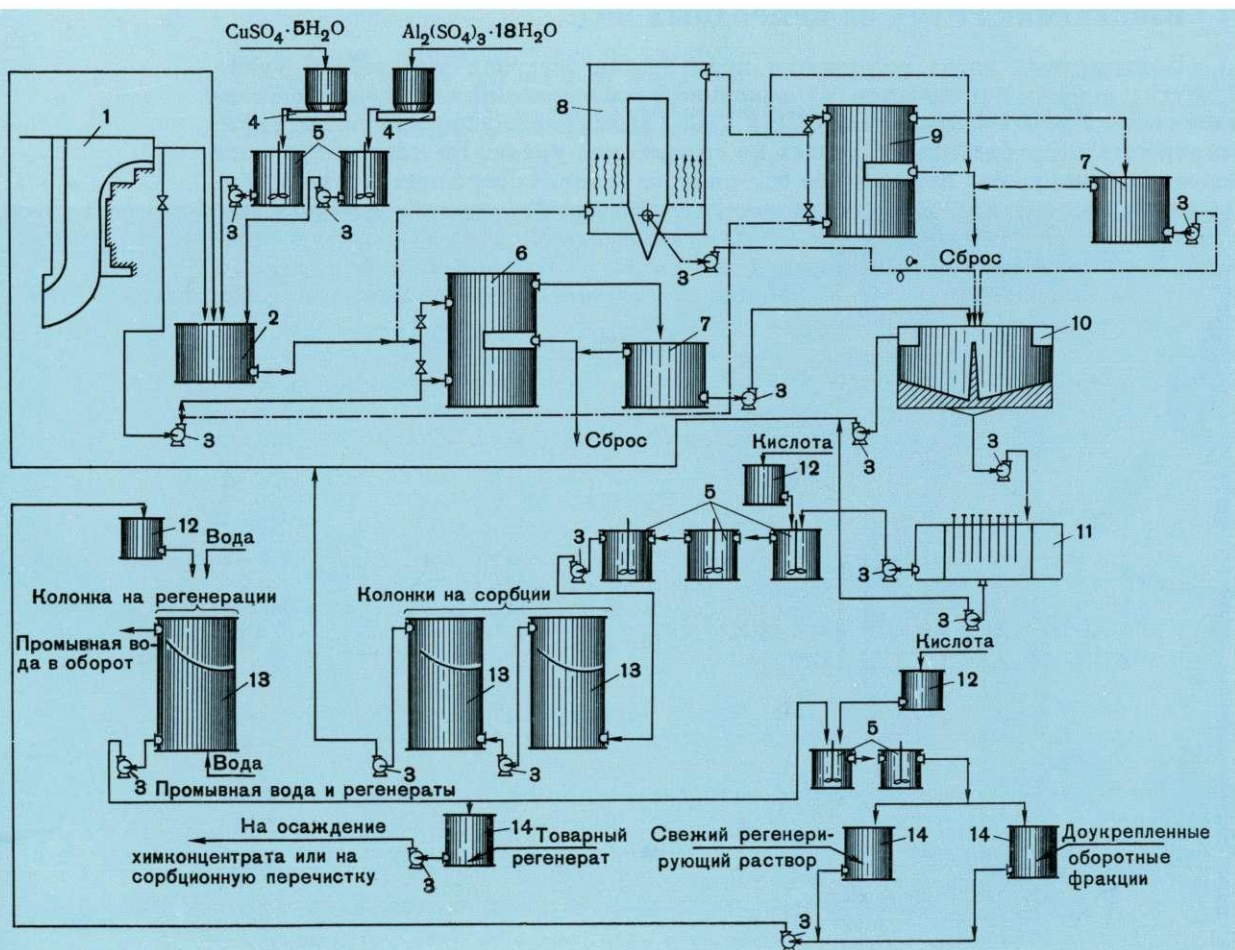
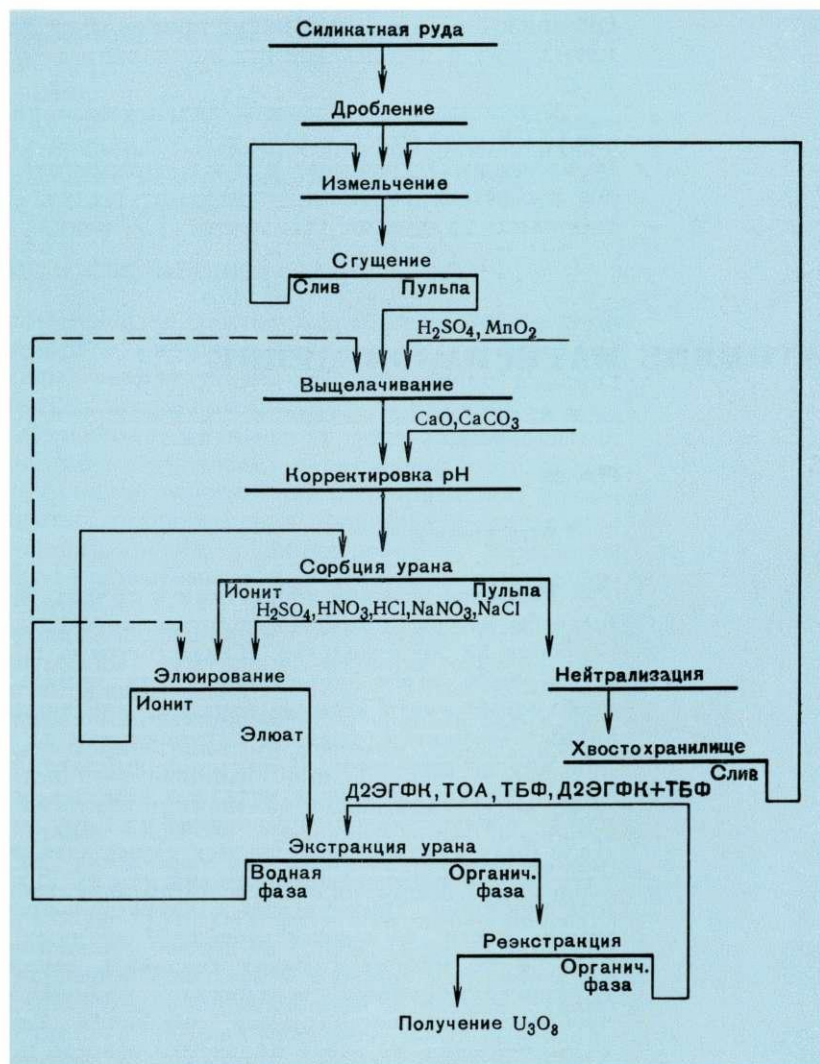


Рис. 10. Типичная схема переработки силикатной урановой руды.



Переработка комплексных урансодержащих фосфоритов производится обычно после их предварительного гравитационного или флотационного обогащения. Концентрат подвергается кислотному выщелачиванию с последующей фильтрацией для отделения урансодержащей фосфорной кислоты, из которой затем извлекается уран (обычно методом экстракции), а из растворов получают соответствующие фосфорные удобрения (обычно комплексные, типа амофоса или нитрофоса). Урано-молибденовые руды перерабатываются карбонатным выщелачиванием с последующим извлечением и разделением урана и молибдена сорбцией и экстракцией. Урансодержащие угли или горючие сланцы предварительно сжигаются, и затем уран извлекается кислотным выщелачиванием из золы или же сначала из них кислотным выщелачиванием извлекается уран, а затем они используются как горючее. Урано-железные руды могут подвергаться доменной плавке для получения чугуна с последующим выщелачиванием урана из шлака или же сначала выщелачиваться для извлечения урана. Аналогичные процессы кислотного и карбонатного выщелачивания с последующей

сорбцией и экстракцией могут применяться для попутного извлечения из урановых руд и других ценных компонентов (ванадия, кобальта, никеля, меди и др.).

Основным направлением дальнейшего развития урановой промышленности СССР является освоение методов переработки бедных и сложных по составу (комплексных) урановых руд с попутным извлечением всех ценных компонентов и с регенерацией затрачиваемых реагентов или использованием их в виде побочных продуктов (например, удобрений).

АТОМНОЕ МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ

*Н. П. АГАПОВА, А. А. БОЧВАР, А. С. ЗАЙМОВСКИЙ,
С. Т. КОНОБЕЕВСКИЙ, В. И. КУТАЙЦЕВ*

ВВЕДЕНИЕ

Развитие атомной энергетики и других областей атомной промышленности было бы невозможно без одновременного создания новых материалов и новых способов их производства. Такая отрасль и была создана в короткий срок.

Прежде всего, естественно, для использования атомной энергии было необходимо иметь атомное горючее, или топливо, в виде делящихся радиоактивных элементов: урана и плутония или их соединений. Требовали разрешения многие проблемы. Предстояло выбрать, в виде каких веществ применить уран и плутоний: в виде металлов или сплавов, в виде окислов или карбидов или же в виде сложных композиций их с другими элементами или соединениями. Надо было изучить свойства как самих элементов, так и их соединений и выбрать методы изготовления изделий из них. Для атомных реакторов и специальных приборов, применяемых в ядерной энергетике или других отраслях промышленности, но с использованием ядерных процессов, потребовалось выбирать, а во многих случаях создавать заново конструкционные материалы. К конструкционным материалам физики предъявили новые, совершенно необычные для металлургов требования. Так, от материалов требовалась то очень большая, то очень малая способность поглощать нейтроны. Оказывалось необходимым обеспечить хорошую совместимость материала с различными жидкими или газовыми теплоносителями. Чтобы удовлетворить этим требованиям, во многих случаях пришлось ограничивать содержание какого-либо компонента в сплавах или специально вводить новые легирующие добавки, а иногда и вовсе заменять привычные конструкционные материалы новыми.

Необычные условия работы материалов при наличии мощного нейтронного облучения, переменных температур и напряжений, часто при одновременном воздействии агрессивных сред дополнительно усложнили проблемы выбора материалов.

Количество необходимых материалов и различных областей их применения в атомной промышленности столь велико, что для удовлетворения всех потребностей пришлось использовать почти все элементы периодической системы Д. И. Менделеева.

Для того чтобы избежать пространного описания, в таблице на фоне периодической системы показано, какие элементы уже применены или проверяются как основа возможных материалов для горючего и его оболочки, замедлителя нейтронов, теплоносителя, поглотителя нейтронов, защиты от проникающих излучений, источников α -, β -, γ - и нейтронного излучений, конструкций, специ-

альных установок прямого преобразования атомной энергии в электрическую и т. д. Для удобства и наглядности различные области применения показаны разными цветами (см. стр. 242—243).

Несколько более подробное, но все же очень краткое изложение проблемы материалов дается на нескольких примерах, а именно на примерах уранового и плутониевого горючего, специфических конструкционных материалов и воздействия нейтронного облучения на материалы.

УРАН, ТОРИЙ, ИХ СПЛАВЫ И СОЕДИНЕНИЯ

Сердечники тепловыделяющих элементов (твэлов) в процессе работы в атомных реакторах должны удовлетворять многочисленным требованиям: допускать длительную (месяцы и годы) эксплуатацию при достаточно высоких температурах; сохранять практически неизменными форму и размеры за весь период эксплуатации; металл сердечников должен хорошо сопротивляться (не течь и не растрескиваться) действию термических напряжений, обусловленных градиентом температуры по толщине сердечника, и напряжений, возникающих при циклических изменениях температуры в процессах включений—выключений реактора и регулирования уровня мощности реактора; материалы сердечника и оболочки должны быть совместимы, т. е. не вступать в диффузионное или химическое взаимодействие.

Природный металлический уран, содержащий 0,714% изотопа U^{235} , делящегося в поле и быстрых, и медленных нейтронов, является относительно дешевым и доступным ядерным горючим.

Однако первые же опыты применения металлического урана в реакторах, выполненные как советскими, так и иностранными учеными, показали, что металлический литой, катаный или прессованный уран обладает структурой и свойствами, крайне затрудняющими его применение в реакторах, если, разумеется, не принимаются специальные меры по предварительной обработке урановых сердечников твэлов. Так, устойчивая от низких температур до температуры $668^{\circ}C$ и достаточно пластичная орторомбическая α -фаза урана переходит при указанной температуре в более хрупкую β -фазу. Это аллотропическое превращение сопровождается увеличением объема на 1,12%. Переход заметной части урана в центральной зоне сердечника из α -фазы в β -фазу при работе его в реакторе вызывает большие растягивающие напряжения в наружной, охлаждаемой теплоносителем зоне сердечника. А так как уран даже после выгорания 0,01% атомов сильно охрупчивается, то очевидно, что температура $668^{\circ}C$ $\alpha \rightarrow \beta$ -превращения является верхним температурным пределом эксплуатации твэлов с урановыми сердечниками.

Однако и α -фаза урана обладает существенными недостатками.

Орторомбическая α -фаза урана характеризуется резкой анизотропией строения, физических и механических свойств. В связи с этим каждое кристаллическое зерно уранового сердечника при его работе в нейтронном поле реактора испытывает «радиационный рост». При квазиизотропной структуре урана радиационный рост вызывает нежелательное искажение поверхности сердечника твэла и тем большее, чем крупнее зерно урана. Катанному или прессованному в α -фазе урану свойственна преимущественная ориентировка кристаллической решетки, т. е. текстура, зависящая от температуры обработки давлением. В этом случае, в зависимости от характера текстуры, радиационный рост проявляется в более или менее резко выраженном удлинении сердечника твэла вдоль оси, что недопустимо, так как при этом оболочка твэла может деформироваться и разрушиться.

Кроме радиационного охрупчивания и изменения формы урановый сердечник подвержен сильному формоизменению при циклических изменениях температуры (например, при остановках и пусках реакторов). Последнее аналогично

ТАБЛИЦА ПРИМЕНЕНИЯ

Периоды	Ряды	Г Р У П П Ы			
		I	II	III	IV
1	I	H H_2O D_2O			
2	II	Li	Be ?		B CO_2 C
3	III	Na	Mg	Al	Si
4	IV	K	Ca	Sc	Ti
	V		Cu	Zn	Ga Ge
5	VI	Rb	Sr	Y	Zr
	VII		Ag	Cd	In Sn
6	VIII	Cs	Ba	La*	Hf
	IX		Au	Hg	Tl Pb
7	X	Fr	Ra	Ac**	Ku

* Л А Н Т А

Ce	Pr	Nd	Pm	Sm	Eu	Gd
----	----	----	----	----	----	----

** А К Т И

Th	Pa	U	Np	Pu	Am	Cm
----	----	---	----	----	----	----

1	2	3	4	5	6	7
---	---	---	---	---	---	---

Условные обозначения: 1-основные радиоактивные элементы; 2-элементы-ядерное горючее; 3-искусственные радиоактивные изотопы; 4-теплоносители; 5-замедлители; 6-поглотители нейтронов; 7-материал оболочек; 8-составная часть сложных

Э Л Е М Е Н Т О В

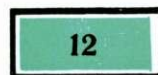
V		VI		VII		VIII			
						He			
	N		O		F	Ne			
	P		S		Cl	Ar			
V	?	Cr		Mn			Fe	Co	Ni
	As		Se		Br	Kr			
Nb	?	Mo	?	Tc			Ru	Rh	Pd
	Sb		Te		I	Xe			
Ta		W	?	Re			Os	Ir	Pt
	Bi		Po		At	Rn			

Н О И Д Ы

Tb	Dy	Ho	Er	Tm	Yb	Lu
----	----	----	----	----	----	----

Н О И Д Ы

Bk	Cf	Es	Fm	Md	No	Lr
----	----	----	----	----	----	----



материалов; 9-материалы защиты от излучений; 10-конструкционные материалы; 11-материалы для прямого преобразования ядерной энергии; 12-нейтральная среда; 13-восстановители в ядерной металлургии.

формоизменению при облучении урана нейтронами. Оба эффекта складываются, что резко ухудшает условия работы урана в реакторе.

Советские ученые провели большой комплекс исследований, позволивших решить проблему урановых сердечников твэлов, т. е. свести к технически приемлемому минимуму вредное формоизменение урана в реакторах.

Прежде всего были широко исследованы аллотропия, структура, физические и механические свойства урана. Советские ученые подробно изучили влияние термической обработки урана и, в частности, циклических изменений температуры на формоизменение, структуру и свойства урана. Было доказано, что прокатанный при 300—500° С уран имеет текстуру [010] и как при циклических изменениях в интервале 20—500° С, так и при облучении в реакторе удлиняется вдоль оси прокатки, сокращаясь в поперечном направлении. Было необходимо устранить невыгодную для эксплуатации текстуру [010].

Важнейшей проблемой, которая была разрешена независимо советскими и зарубежными учеными, явился подбор оптимальных состава реакторного урана и условий его термической обработки. Было доказано, что для обеспечения высокой стойкости урановых тепловыделяющих элементов необходимо добиться мелкокристаллического строения урана при отсутствии предпочтительной ориентировки кристаллов вдоль какой-либо оси изделия, т. е. необходимо получить из резко анизотропного урана квазиизотропный технический материал. Одним из основных путей достижения этого явилась закалка из области β - или γ -фазы. И хотя в этом случае не сохраняются высокотемпературные фазы, тем не менее почти полностью ликвидируется нежелательная текстура от обработки давлением, предшествовавшей закалке. Измельчение зерна в результате закалки значительно повышает прочность, что очень важно для эксплуатации.

Исследования показали, что необходимое измельчение зерна урана при закалке может быть достигнуто только в том случае, если уран легируется малыми количествами таких компонентов, как железо, кремний, алюминий и др. Хороший результат достигается при различных комбинациях этих примесей, варьируемых в сотых и тысячных долях процента. Мелкозернистый уран определенного состава после надлежащей термической или термомеханической обработки обнаруживает в эксплуатации лишь незначительную шероховатость поверхности и мало изменяет форму. Такой металл пригоден к эксплуатации в реакторах при температурах сердечников твэлов до 500—650° С.

Для работы урановых твэлов при более высоких температурах термическая обработка слаболегированного урана недостаточна. В этом случае необходимо легирование урана большими количествами элементов (например, молибдена, ниобия, циркония), способных образовывать с ураном твердые растворы высокой жаропрочности. Для выяснения возможности такого легирования нужно было знать прежде всего диаграммы состояния урана с этими элементами.

Советские ученые выполнили широкие исследования двойных, тройных и отчасти четверных диаграмм состояния урана с молибденом, ниобием и цирконием, изучили механические и физические свойства сплавов, а также их коррозионную стойкость в теплоносителях. Было, в частности, показано, что при введении в уран молибдена или ниобия можно удерживать достаточно стабильным при низких температурах твердый раствор, обладающий кубической решеткой с гораздо меньшей анизотропностью свойств по сравнению с решеткой сплавов на основе α -урана.

Как известно, торий, запасы которого в земной коре в несколько раз превосходят запасы урана, может применяться как атомное сырье. Для использования сплавов тория в качестве сердечников твэлов было необходимо изучить структуру и свойства тория и его сплавов. Советские ученые исследовали диаграммы состояния и свойства двойных и тройных сплавов тория с ураном,

цирконием, углеродом, ниобием, титаном, кремнием. В результате этих исследований, а также других работ в распоряжение атомной техники поступили сплавы тория.

Однако большим недостатком всех видов металлического ядерного горючего является невозможность накопления в нем (без разрушения кристаллической решетки) значительного количества осколков деления, т. е. невозможность достигнуть высокого выгорания атомов U^{235} (и Pu^{239}). Кроме того, поскольку максимальная температура ограничена для α -сплавов урана значением $668^\circ C$ и несколько более высокой температурой для γ -сплавов, нельзя было рассчитывать на работу с металлическими сердечниками при очень высокой температуре теплоносителя с одновременным большим выгоранием, что необходимо для успешной и экономичной работы современных энергетических реакторов.

Поэтому при создании основ большой атомной энергетики оказалось необходимым разработать помимо металлических тепловыделяющих элементов другие, допускающие существенно большие выгорания и значительно более высокие рабочие температуры как теплоносителя, так и самого твэла. Материалом для таких твэлов явились, с одной стороны, окислы, карбиды и нитриды урана и других делящихся элементов и, с другой — дисперсионные комбинированные материалы, в которых частицы ядерного горючего, обычно тугоплавкого, интерметаллидного или керамического, диспергированы в хорошо проводящей тепло металлической матрице. Дисперсионные тепловыделяющие элементы могут рассматриваться как промежуточные между металлическими и неметаллическими. Дисперсионные твэлы применены для таких атомных реакторов, как реактор Первой атомной электростанции, реактор с перегревом пара высокого давления и др.

Советские ученые исследовали и разработали различные варианты как чисто керамических, так и дисперсионных материалов для сердечников твэлов. Так, чисто керамическое горючее в виде таблеток из спеченной двуокиси урана применено в реакторах ледокола «Ленин», Ново-Воронежской АЭС и в др. При выборе состава и технологии изготовления керамического горючего советскими учеными были изучены диаграммы состояний и свойства окислов урана и их сплавов с окислами металлов, мало поглощающих нейтроны.

Особо тугоплавким и перспективным атомным горючим являются карбиды и нитриды урана и плутония. Были исследованы условия получения твердых растворов монокарбидов урана и циркония, монокарбида урана и его дисперсионных композиций, а также разработана технология получения изделий из дикарбида урана и изучены его свойства.

Кроме окислов и карбидов в виде компактного горючего или дисперсионных материалов советские исследователи изучили тугоплавкие интерметаллиды урана, а также различные металлы и сплавы для матриц тепловыделяющих элементов.

ПЛУТОНИЙ И ЕГО СПЛАВЫ

Плутоний — первый искусственный радиоактивный элемент, производство которого в настоящее время достигает значительных размеров. Он обладает сравнительно высокой α -радиоактивностью и токсичностью, поэтому работа с ним в обычных условиях практически невозможна. Для обеспечения безопасных условий работы с плутонием советские ученые разработали специальные приемы и методы исследования, дающие возможность получать однородные сплавы даже в небольших количествах (десятки и сотни миллиграммов).

Такая методика позволила изучить физико-химические свойства с достаточной точностью и надежностью опытных данных на очень большом числе сплавов,

Металлический плутоний имеет низкую температуру плавления (640°C) и обладает шестью аллотропическими модификациями, образующимися при изменении температуры одна за другой через небольшие температурные интервалы (см. таблицу).

Кристаллическая структура и некоторые физические свойства модификаций плутония

Фаза	Структура	Температура фазового перехода, $^{\circ}\text{C}$	Объемное изменение при фазовом переходе, %	Средний коэффициент термического расширения, $10^{-6} \text{ град}^{-1}$	Плотность, г/см^3
α	Моноклинная	122	11,0	55,0	19,82
β	Моноклинная объемно-центрированная	206	3,5	38,0	17,70
γ	Ромбическая границен-трированная	319	7,0	34,0	14,70
δ	Кубическая границен-трированная	451	—0,5	—8,6	15,92
η	Тетрагональная объемно-центрированная	476	—3,0	—16,0	16,00
ϵ	Кубическая объемно-центрированная	640	—	36,5	16,51

Из таблицы видно, что низкотемпературные модификации плутония (α -, β - и γ -фазы) обладают сложной кристаллической структурой низкой симметрии. В этих фазах сильно выражена анизотропия коэффициента термического расширения. Так, коэффициент термического расширения γ -фазы по одной из осей кристалла равен $+84,3 \cdot 10^{-6}$, а по другой $-19,7 \cdot 10^{-6} \text{ град}^{-1}$.

Наличие аллотропических превращений, происходящих при низких температурах, значительные объемные изменения вследствие фазовых переходов, малая пластичность α -фазы создавали большие трудности в практическом применении плутония. Изучение физических, механических и других свойств этого металла позволило разработать технологию его обработки. Большое внимание было также уделено изучению влияния различных легирующих элементов на структуру и свойства плутония.

Первое сообщение о достижениях советских ученых в исследовании взаимодействия плутония с различными элементами было сделано С. Т. Конобеевским на специальной сессии Академии наук СССР по мирному использованию атомной энергии 1—5 июля 1955 г.

В настоящее время изучено взаимодействие плутония почти со всеми доступными элементами. Результаты работ, выполненных в СССР и за рубежом, в общем хорошо согласуются между собой и взаимно дополняют друг друга. По результатам всей совокупности работ приведены диаграммы состояния бинарных сплавов плутония (см. стр. 248—251. Звездочкой отмечены диаграммы состояния, приведенные из иностранных источников).

Ниже дается краткий обзор основных закономерностей характера взаимодействия плутония с элементами, который может быть интересен для химиков и физиков.

Сплавы с металлами Ia и IIa групп. Плутоний в твердом состоянии не взаимодействует со щелочными и щелочноземельными металлами, кроме магния и бериллия, с которыми он образует химические соединения.

Металлы этих групп являются активными восстановителями плутония из его соединений.

Сплавы с металлами IIIa группы. Система сплавов плутоний — скандий характеризуется наличием непрерывного ряда твердых растворов между ϵ -фазой

плутония и γ -фазой скандия. Широкие области твердых растворов образуются также на основе δ -фазы плутония и α - и β -фаз скандия.

В системе плутоний — иттрий растворимость плутония обнаружена только в α - и β -фазах иттрия. Взаимодействие этих элементов характеризуется диаграммой простого эвтектического типа.

Сплавы с металлами переходных групп. Для взаимодействия плутония с переходными металлами IVa группы (титан, цирконий, гафний) характерно образование значительных областей твердых растворов на основе δ - и ϵ -фаз плутония, а также на основе β -фазы титана, α - и β -фаз циркония и гафния. Между ϵ -фазой плутония и β -фазой циркония существует непрерывный ряд твердых растворов.

В сплавах плутония с цирконием и гафнием в интервале температур 300—350° С образуются промежуточные фазы состава $Pu_{19}X$ и Pu_6X со сложными кристаллическими решетками.

При взаимодействии плутония с переходными металлами Va и VIa групп (ванадий, хром) образуются сплавы эвтектического типа, а с металлами VIIa и VIIIa групп проявляется склонность к образованию химических соединений, причем число соединений возрастает с увеличением порядкового номера элемента в данном периоде.

Переходные металлы, начиная с Va группы, не образуют с плутонием значительных областей твердых растворов.

Сплавы с металлами Ib группы. При взаимодействии плутония с медью и золотом образуется ряд химических соединений. В системе плутоний — серебро имеется одно химическое соединение, образующееся в результате взаимодействия двух жидких фаз. Диаграмма состояния системы характеризуется несмешиваемостью этих металлов в жидком состоянии.

Сплавы с металлами IIb группы. Плутоний при взаимодействии с металлами IIb группы проявляет склонность к образованию химических соединений. В системе плутоний — цинк, кроме того, имеются небольшие области твердого раствора на основе δ - и ϵ -фаз плутония.

Сплавы с металлами IIIb группы. Системы сплавов плутония с металлами IIIb группы характеризуются наличием ограниченных областей твердых растворов на основе δ - и ϵ -фаз плутония, причем растворимость зависит от положения легирующего компонента в периодической системе. Растворимость уменьшается с увеличением порядкового номера элемента.

В этих системах имеется ряд химических соединений.

Сплавы с металлами IVb и Vb групп. Взаимодействие плутония с элементами этих групп характеризуется образованием ряда химических соединений с относительно высокой температурой плавления и очень малой взаимной растворимостью в твердом состоянии.

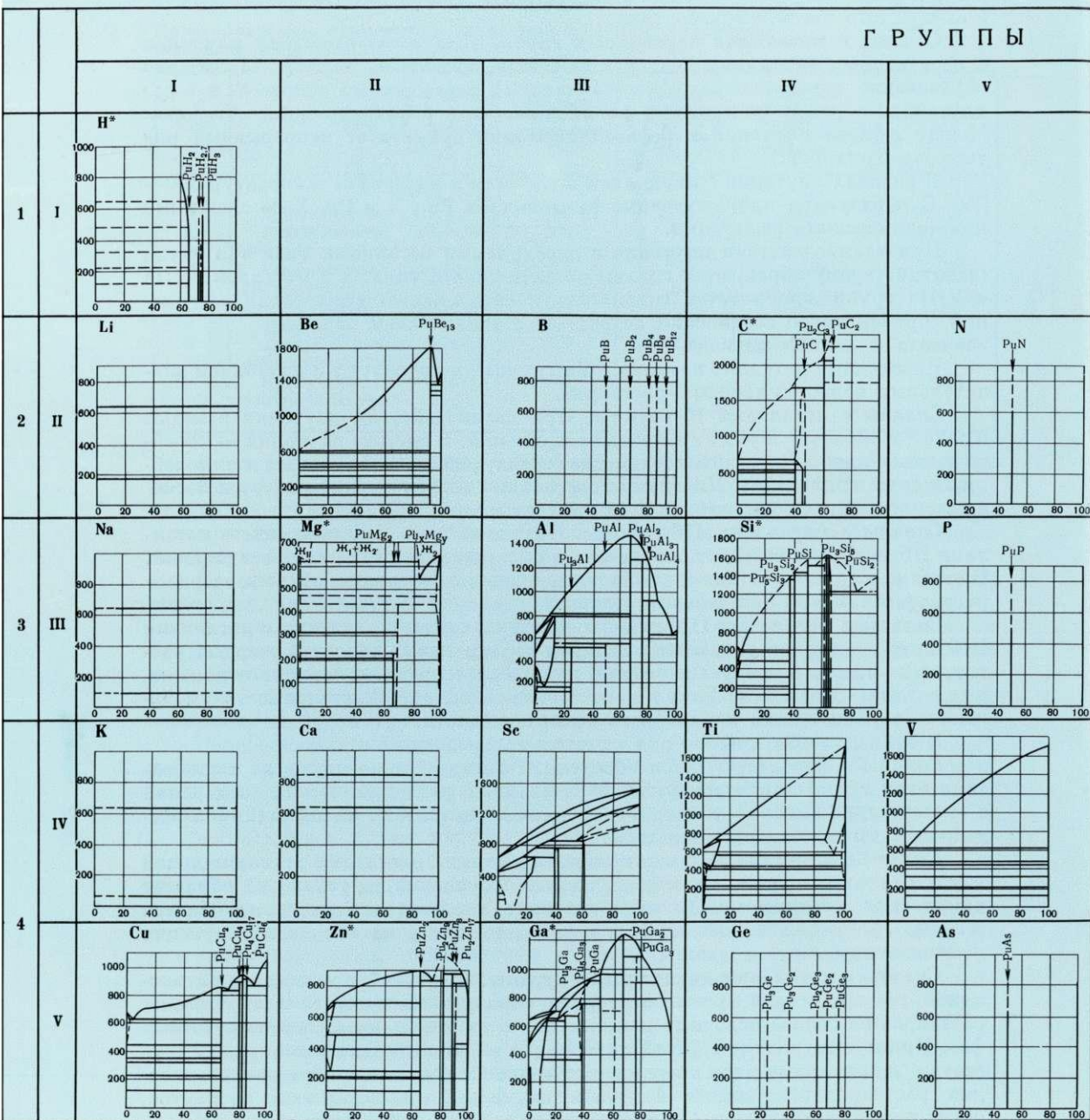
Сплавы с металлами редкоземельной группы. С металлами редкоземельной группы (лантан, церий, празеодим, неодим, гадолиний) плутоний не образует химических соединений. В этих системах имеются ограниченные области твердых растворов на основе δ - и ϵ -фаз плутония и на основе легирующих компонентов.

Сплавы с металлами актиноидной группы. Плутоний с металлами актиноидной группы (торий, уран, нептуний) образует широкие области твердых растворов на основе исходных компонентов и на основе новых промежуточных фаз. Кроме того, между ϵ -фазой плутония и γ -фазами урана и нептуния существуют непрерывные ряды твердых растворов. Склонность к образованию твердых растворов объясняется близкой химической природой этих элементов, обусловленной наличием в них 5f-электронов.

Следует отметить, что сплавы плутония в настоящее время изучены так же подробно и полно, как и сплавы большинства основных технических металлов.

ДИАГРАММЫ СОСТОЯНИЯ БИНАРНЫХ

Г Р У П П Ы



СПЛАВОВ ПЛУТОНИЯ

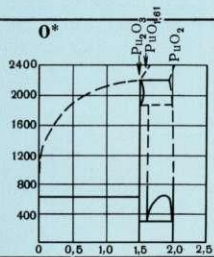
Э Л Е М Е Н Т О В

VI

VII

VIII

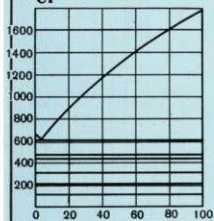
O*



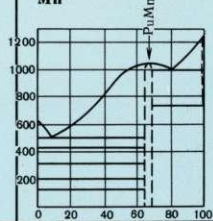
F

Cl

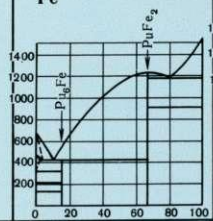
Cr



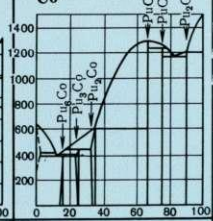
Mn



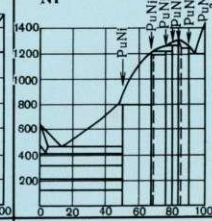
Fe



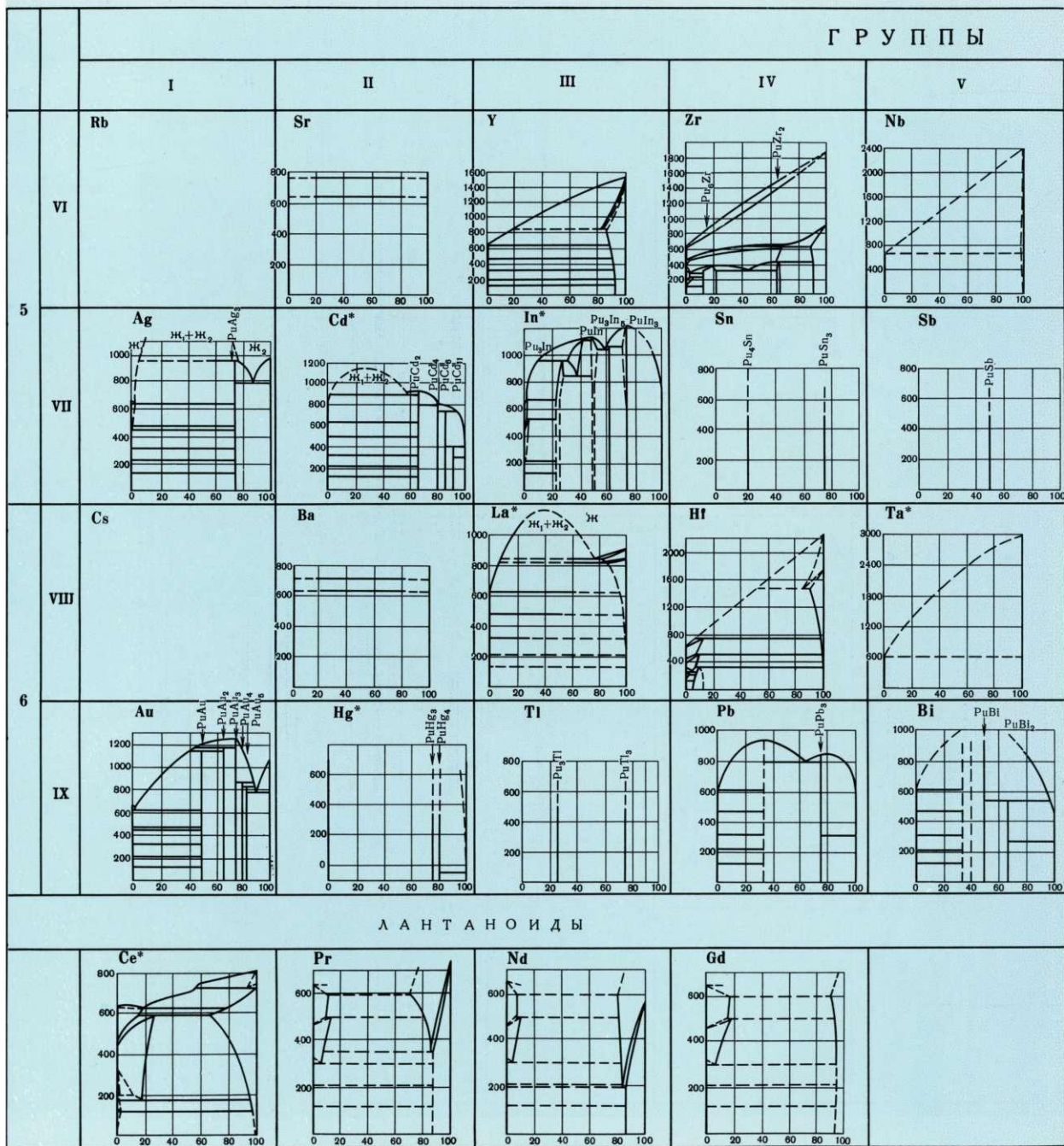
Co*



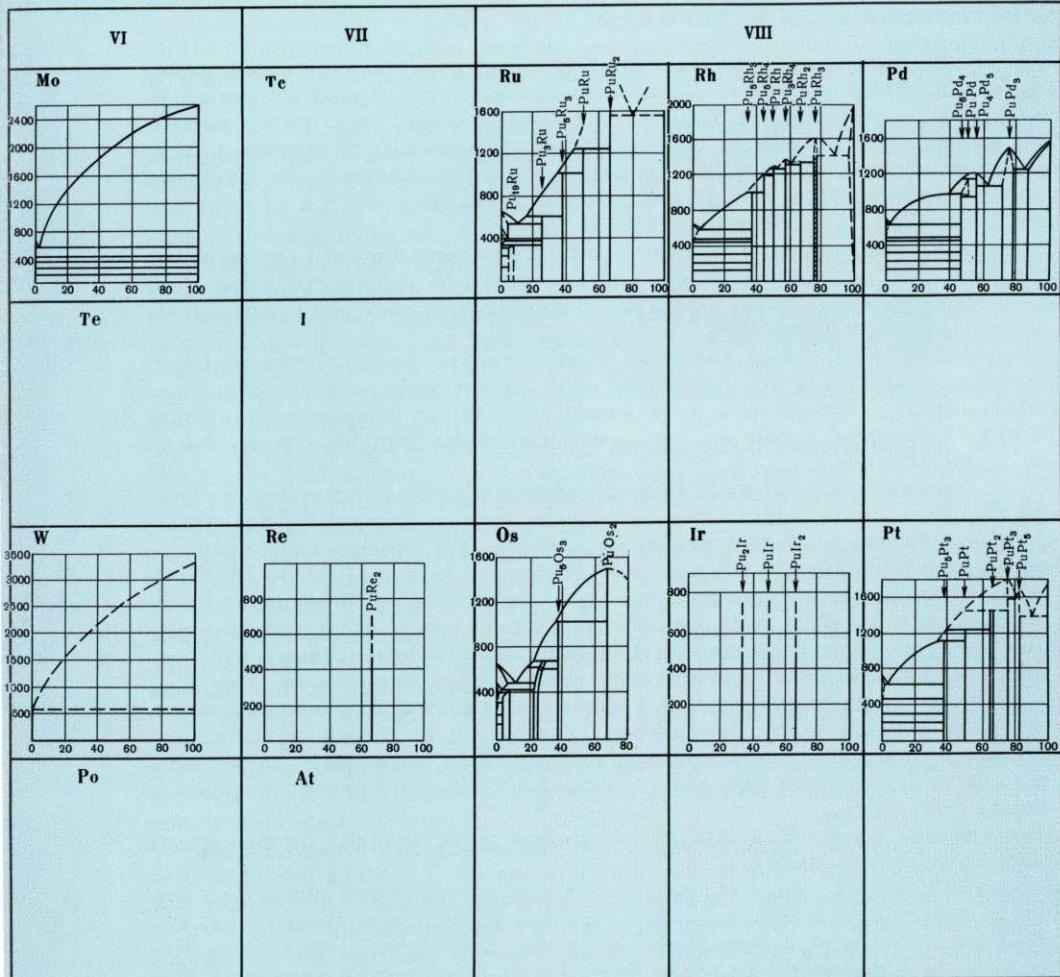
Ni



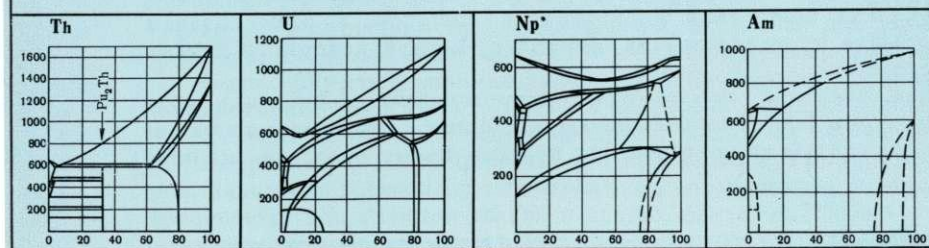
Br



Э Л Е М Е Н Т О В



А К Т И Н О И Д Ы



Неметаллические соединения плутония. Так же как и в случае урана, помимо исследования сплавов плутония материаловедом пришлось большое внимание уделить окислам, карбидам, нитридам, их сочетаниям, различным комбинациям дисперсионного типа металлов с интерметаллидами или с неметаллическими соединениями плутония.

КОНСТРУКЦИОННЫЕ МАТЕРИАЛЫ

Современный энергетический атомный реактор представляет собой сложное промышленное сооружение. Достаточно сказать, что сварной корпус крупного реактора достигает иногда более 20 м высоты и нескольких метров по диаметру*. Вместе с тем в качестве оболочек тепловыделяющих элементов в атомном реакторе используются трубы диаметром лишь в несколько миллиметров с толщиной стенки всего несколько десятых долей миллиметра. Трубы эти готовятся с весьма большой точностью.

Для корпусов реакторов в Советском Союзе разработаны специальные марки сталей. Это мягкие углеродистые стали типа 22К, теплоустойчивые хромомолибденованадиевые стали, нержавеющие стали и др. Все эти стали с успехом используются в реакторах.

Сооружению реакторных корпусов предшествовал большой объем работ, выполненных различными исследовательскими институтами, конструкторскими бюро и заводами. Сложнейшими проблемами здесь были: поведение корпусных сталей под облучением, хрупкое разрушение массивных деталей, сварка, инженерные вопросы и пр.

Наиболее сложной проблемой при разработке реакторных материалов оказалось создание материалов для оболочек тепловыделяющих элементов.

Оболочки твэлов должны гарантировать надежную герметизацию ядерного горючего в процессе работы в течение длительного времени (до 10 000—50 000 ч), при значительных и меняющихся по величине напряжениях, в условиях высоких температур и больших тепловых потоков через стенку, в контакте с агрессивными средами (теплоносителями), под воздействием интенсивных нейтронных потоков, вызывающих радиационное повреждение материалов.

Если учесть, что материалы, идущие на изготовление оболочек твэлов, должны быть технологичны, технические доступны и экономны в отношении паразитного захвата нейтронов деления, то становится очевидным, какие большие трудности преодолели разработчики сплавов, создав хорошие материалы для наших реакторов.

Ниже весьма кратко освещаются некоторые из материалов, применяемых для изготовления оболочек.

Алюминий. В реакторах с невысокой температурой воды оказалось возможным и выгодным использовать оболочки твэлов из алюминиевых сплавов. В настоящее время для изготовления оболочек тепловыделяющих элементов многих реакторов применяются различные сплавы алюминия. Широкое распространение за рубежом и у нас получили сплавы алюминия с железом и никелем, в которых интерметаллиды в дисперсной форме равномерно рассеяны в алюминиевой матрице. Для повышения коррозионной стойкости к этим сплавам добавляют небольшие присадки титана, бериллия, меди и некоторых других элементов.

Исследования показали, что высокую коррозионную стойкость в воде вплоть до температуры 300° С имеют сплавы алюминия с никелем, цирконием и молибденом. Эти сплавы не подвергаются коррозионному росту, не склонны

* Для термообработки корпуса после сварки иногда строят специальную печь, окружающую корпус, которую после проведения термообработки разбирают.

к язвенной коррозии; агрессивные добавки, входящие в состав воды, не вызывают на них межкристаллитную коррозию.

Магний. Благодаря малому сечению поглощения тепловых нейтронов и удовлетворительной стойкости в газовых средах магний представляет собой весьма ценный материал для покрытий твэлов в реакторах с газовым охлаждением.

Сплавы магния с алюминием или цирконием и малыми количествами бериллия — основной материал для оболочек тепловыделяющих элементов реакторов Англии и Франции, охлаждаемых углекислым газом с температурой до 400° С.

В СССР разработан в качестве защитных покрытий твэлов магни-бериллиевый сплав, поскольку введение бериллия существенно улучшает коррозионные свойства магния в углекислом газе.

Сплавы с 2 и 5% бериллия рекомендованы для тяжеловодного реактора с газовым охлаждением.

Цирконий. Одно из первых мест среди реакторных материалов занял цирконий, главным образом в связи с благоприятным сочетанием его физических и химических свойств. Однако нелегированный цирконий оказался недостаточно прочным при повышенных температурах и не вполне устойчивым против коррозии в теплоносителях.

Длительные исследования показали, что пониженная коррозионная стойкость технического циркония в воде высоких параметров объясняется наличием в нем таких вредных примесей, как углерод, азот, алюминий, титан, ванадий и др. Снижение содержания каждой из этих примесей до требуемого уровня ($\leq 0,01$ вес.%) оказалось технически менее целесообразным, чем введение в цирконий специальных легирующих элементов, обезвреживающих отрицательное действие элементов-примесей.

Выбор легирующих добавок и их количества должны определяться наличием конкретных примесей в цирконии данной кондиции. Например, если цирконий умеренно загрязнен углеродом, азотом или алюминием, можно добиться хороших результатов, легируя его любым из таких элементов, как олово, ниобий, никель или железо.

Принятый в СССР сплав Н1 (1% ниобия) для изготовления оболочек твэлов отличается высокой прочностью и хорошей коррозионной стойкостью в воде высоких параметров. Образующаяся на нем неотслаивающаяся пленка окислов защищает сплав от дальнейшей коррозии и снижает способность циркония поглощать водород.

Исследования промышленных бинарных сплавов циркония с различными компонентами показали, что олово и никель способствуют повышению поглощения водорода из пара (олово) и из пара и воды высоких параметров (никель). В то же время ниобий заметно снижает способность окисной пленки пропускать водород в воде высоких параметров. Разработанные в СССР сплавы циркония с ниобием получили признание и за рубежом (в Канаде, Англии).

Перед советскими металлургами, в короткий срок создавшими промышленное производство циркония, его сплавов и изделий из них, стоят новые задачи, связанные с созданием еще более надежных сплавов для работы в тяжелых условиях и с дальнейшим снижением стоимости технических сплавов.

Сталь. Широкое применение в качестве конструкционных материалов в современных реакторах в СССР и за рубежом нашли нержавеющие стали.

Условия службы стальных оболочек твэлов весьма различны и зависят от типа реактора, его напряженности, интенсивности потока и спектра нейтронов, характера горючего и теплоносителя, допускаемого выгорания, диапазона температур, конструкции твэлов и других факторов.

Большое разнообразие требований привело к необходимости создать новые марки сталей, каждая из которых находит свое применение в реакторостроении.

В первых энергетических реакторах (Первая атомная электростанция, реактор БР-5) оказалось возможным использовать созданные ранее марки стали 1Х18Н9Т и 0Х18Н9Т. По мере усложнения задач возникла необходимость в разработке специальных реакторных сталей, поскольку опробование имеющихся сталей показало далеко не оптимальные результаты.

Пути создания сталей разнообразны. Рассмотрим в качестве примера, как начиналась разработка стали для высокотемпературных реакторов с натриевым теплоносителем. Многочисленные исследования показали, что нелегированные железо, хром и никель (главные компоненты нержавеющей стали) ведут себя в движущемся натрии весьма различно и по-разному реагируют на изменение внешних условий испытаний в связи с образованием различных комплексных окислов. При снижении в натрии содержания кислорода стойкость железа и хрома увеличивается, а стойкость никеля падает.

Поведение сплавов с различным содержанием железа и никеля находится в полном соответствии с соотношением между этими элементами. Изменение содержания хрома от 12 до 20% мало влияет на результаты испытания сплавов Fe — Cr — Ni. При введении в железохромистую и железохромоникелевую основы дополнительных легирующих элементов оказалось, что кремний и марганец существенно снижают стойкость стали в расплавленном натрии и селективно из нее удаляются. Молибден, вольфрам и алюминий, напротив, повышают стойкость стали. При недостаточной стабилизации стали ниобием или титаном отмечается перенос углерода и азота. Совокупность результатов исследований большого коллектива научных работников позволила создать целую группу реакторных сталей, способных работать в тяжелых условиях реактора. Характерная особенность этих сталей — их высокая чистота по общепринятым и специфическим примесям.

Достижением отечественной металлургии является промышленное освоение реакторных сталей, которое потребовало использования новых шихтовых материалов и разработки новых технологических приемов сталеварения. Одной из проблем, поставленных реакторостроением перед промышленностью, производящей трубы, было изготовление с высокой точностью особотонкостенных труб для оболочек твэлов. Решение этой сложной задачи потребовало создания специальной технологии, а также специального оборудования, в том числе приборов контроля.

Поглощающие материалы. Для регулирования реактивности ядерной установки в атомном реакторе некоторые части конструкции изготовлены из специальных материалов, которые содержат элементы, способные оказать влияние на цепную реакцию деления. Такими элементами могут быть бор, европий, гадолиний, кадмий, гафний и др. Например, на Первой атомной электростанции регулирование режима работы осуществляется стержнями из карбида бора или из нержавеющей стали с содержанием бора до 2,5%.

Элементы, ядра которых способны поглощать нейтроны, используются также для компенсации избыточной реактивности в начале рабочей кампании в целях увеличения ее длительности. Выгорание ядер этих элементов в процессе работы реактора возмещает убыль реактивности от уменьшения количества горючего и накопления осколков деления. Выгорающие добавки часто вводятся в качестве специальных легирующих элементов в конструкционные материалы, идущие на изготовление оболочек твэлов, кожухов, кассет и других деталей конструкций. Так, в реакторе атомного ледокола «Ленин» в качестве выгорающей добавки использован бор, введенный в циркониевый сплав.

Для специальных аппаратов, работающих при более высоких температурах, были разработаны такие новые материалы для оболочек, как сплавы ниобия, тантала, которые обеспечивают достаточную совместимость с высоконагретыми жидкометаллическими и с еще более нагретыми неметаллическими материалами сердечника.

Материалы замедлителей и отражателей. Бериллий как материал, существенным образом влияющий на спектр нейтронов, широко используется в реакторостроении для изготовления деталей замедлителей и отражателей. Примером подобного использования бериллия служат отечественные реакторы ВВР-М и МР.

Технология изготовления изделий из бериллия основана на методах порошковой металлургии, включающей горячее прессование в вакууме порошка бериллия, очищенного вакуумной дистилляцией. Для изделий, к которым не предъявляются требования высокой прочности, используются исходные порошки с максимальной величиной зерна не более 500 мкм. Для более прочных изделий используют порошки с максимальным размером зерна 50 мкм. В зависимости от способа производства металлических порошков, их крупности и последующей термомеханической обработки прочность и пластичность бериллия колеблются в широких пределах, но все же пластичность его недостаточно высока.

Графит как замедлитель быстрых нейтронов широко применяется в реакторах на медленных нейтронах. Он имеет малое поперечное сечение захвата тепловых нейтронов, высокую температуру плавления, хорошую теплопроводность, большое сопротивление термическим ударам и достаточную длительную прочность при повышенных температурах. Эти свойства наряду с доступностью и небольшой стоимостью сделали его важнейшим конструкционным материалом во многих реакторах (Первая АЭС, Белоярская АЭС и др.). Обычно в этих случаях используется специальный графит высокой степени чистоты с плотностью 1,6 г/см³. Однако он заметно меняет свои свойства и размеры при облучении, о чем будет сказано дальше.

ТЕПЛОНОСИТЕЛИ

Для снятия тепла, выделяемого в активной зоне атомного реактора, используются различные теплоносители: вода, пар, жидкие металлы, газы, органические вещества и др.

Наибольшее распространение в Советском Союзе получили реакторы с водяным охлаждением (ледокол «Ленин», Первая АЭС, Ново-Воронежская, Белоярская АЭС и др.), что объясняется хорошими теплотехническими свойствами воды, прекрасными ядерными свойствами (особенно тяжелой воды), лучшей изученностью и доступностью. Вода, однако, при повышении рабочих параметров требует высоких давлений.

Установлено, что даже сравнительно чистая вода вызывает хотя и медленную, но все же заметную коррозию конструкционных материалов. Для обеспечения надежной эксплуатации реакторов потребовалось проведение исследований по изучению процессов коррозии и по разработке усовершенствованных марок сталей, алюминиевых и циркониевых сплавов с повышенной стойкостью против коррозии.

Для высокотемпературных реакторов кроме воды применяются жидкометаллические теплоносители (Na, Na — K, Pb — Bi, Li, Hg и др.), которые могут также обеспечить большой удельный теплосъем с поверхности твэлов в широком диапазоне температур. При работе с жидкометаллическими теплоносителями приходится, однако, преодолевать трудности, связанные с их повышенной химической активностью (Na, K, Li), токсичностью (Hg) и агрессивностью по отношению к конструкционным материалам (Pb — Bi). В СССР успешно работает натриевый реактор БР-5 на быстрых нейтронах и строятся более крупные реакторы.

Работы советских ученых в области использования газовых теплоносителей нашли отражение в создании проекта мощного энергетического тяжеловодного реактора с газовым (CO₂) охлаждением, строящегося в ЧССР при научно-технической помощи СССР.

С проблемой действия облучения на реакторные материалы пришлось встретиться уже с самого начала работы ядерных реакторов.

Одной из наиболее ответственных частей многих реакторов является графитовая кладка. Графиту посвящены работы И. В. Курчатова с сотрудниками. Установлено, что облучение нейтронами приводит к резкому увеличению теплового сопротивления графита, вызывает «рост» графита, наблюдаемый как по изменению формы графитовых изделий (радиационное распухание), так и по изменению кристаллической структуры. Советские ученые обнаружили неожиданно сильное влияние температуры при облучении на рост графита. Результаты этих исследований впервые были доложены на специальной сессии Академии наук СССР по мирному использованию атомной энергии 1—5 июля 1955 г.

Осенью того же года на Первой международной конференции по мирному использованию атомной энергии в Женеве советской делегацией были представлены три доклада, посвященные действию облучения на делящиеся и неделяющиеся материалы. Результаты работ, выполненных в Советском Союзе, привлекли всеобщее внимание. Сюда относятся в первую очередь такие факты, как обнаружение аномально высокой ползучести и релаксации урана под облучением (увеличение в 50—100 раз), рост при облучении текстурированных образцов урана и резкое снижение этого роста при отжиге, изменение микроструктуры вследствие внутренней деформации зерен, резкое охрупчивание облученного урана. Более поздние работы, выполненные за рубежом, подтвердили эти наблюдения. Исключительно интересным оказалось действие нейтронного облучения на сплав урана с молибденом, приводящее к образованию твердого раствора из первоначально гетерогенной смеси фаз. Эти работы положили начало многочисленным исследованиям по облучению сплавов, содержащих делящийся материал.

Вскоре появились как советские, так и зарубежные теоретические работы, объяснившие механизм действия облучения. В основу их было положено представление об образовании атомарных дефектов в результате бомбардировки вещества быстрыми частицами — нейтронами, ионами, осколками деления. Когда быстрая атомная частица тормозится, количество образующихся дефектов так велико, что они создают целую область повреждения, которую условно можно назвать «горячим пятном» или областью «термического пика». В уран-молибденовом сплаве в области термического пика происходит полное перемешивание атомов, что является причиной наблюдавшейся гомогенизации этого сплава. В чистом уране и его низколегированных сплавах при охлаждении горячего пятна происходит перекристаллизация с сохранением ориентировки, существовавшей ранее, но с появлением, вследствие анизотропии термического расширения урана, избыточных атомных слоев по одному направлению кристаллической решетки и с образованием недостатков атомных слоев по другому направлению. Этим и определяется своеобразный рост урана, явление, предотвращение которого в реакторной технике — одна из главных задач. Искажение формы, сопровождающееся изменением размеров изделий из урана, доставляло много неприятностей в период освоения атомных реакторов. В настоящее время в этой области достигнуты большие успехи — искажения размеров и формы изделий сведены к минимуму.

Рост графита, а также окиси бериллия и некоторых других веществ объясняется несколько иначе. В них происходит постепенное накопление одиночных смещенных атомов между определенными кристаллографическими плоскостями, что также влечет за собой анизотропное расширение.

Особенно важную роль в поведении реакторных материалов под воздействием длительного облучения играет образование и накопление продуктов

ядерного деления. Так, в уране и урановых материалах, таких, как сплавы, окислы, карбиды и другие, отрицательную роль играют газообразные продукты деления урана — криптон и ксенон. В конструкционных материалах, содержащих бор (например, в сталях) или бериллий, в результате взаимодействия ядер легких элементов с нейтронами возникают гелий и изотопы водорода. Взаимодействуя с вакансиями и скапливаясь, атомы этих элементов образуют газовые пузырьки, а иногда целые полости, вызывающие распухание твердого вещества. Особенно нежелательный эффект такое распухание создает в уране, облученном при повышенных температурах до больших выгораний. Существенное изменение свойств наблюдается и в конструкционных материалах. Изучение элементарных явлений действия облучения позволяет находить способы борьбы с нежелательным поведением материалов и тем способствует прогрессу реакторостроения.

Работы по действию облучения на материалы потребовали создания специализированных исследовательских реакторов и горячих лабораторий. Описание первой советской горячей лаборатории Института атомной энергии им. И. В. Курчатова дано в докладе на Первой международной конференции по мирному использованию атомной энергии в Женеве в 1955 г. В дальнейшем были построены горячие лаборатории в Физико-энергетическом институте (г. Обнинск), в Научно-исследовательском институте атомных реакторов (г. Мелекес) и т. д.

При создании дистанционного оборудования этих лабораторий разработаны оригинальные приборы, в том числе установка для измерения модуля упругости и внутреннего трения, приборы для механических испытаний, рентгено-дифрактометры и пр. В этих лабораториях выполнены существенные работы по сталям и другим конструкционным материалам. В частности, изучено изменение температуры хладноломкости корпусной стали под действием облучения.

С помощью метода внутреннего трения показано, что истинный предел текучести некоторых материалов (медь, алюминий), как поликристаллов, так и монокристаллов, повышается после облучения в десятки и сотни раз. Были установлены и изучены явления релаксации в конструкционных материалах. Выполнены многочисленные исследования по изменению механических свойств и микроструктуры сложных сталей, способных к старению. Для практических целей использования нержавеющей стали в атомных реакторах особенно существенна роль явления высокотемпературного охрупчивания этой стали при облучении. Первые работы по обнаружению этого явления выполнены в Институте атомной энергии им. И. В. Курчатова и в Физико-энергетическом институте. Поведение в условиях реактора сплавов циркония изучено и доложено на Третьей международной конференции по мирному использованию атомной энергии в Женеве в 1964 г. Интересным и важным примером может служить ориентированное гидрирование циркония под напряжением в реакторах. Существенным для понимания поведения окисных твэлов было обнаружение внутреннего окисления двуокиси урана при большом выгорании.

Для управления свойствами материалов, а также для надлежащего их выбора необходимо глубокое изучение природы воздействия проникающего излучения на твердые тела. Развитию радиационного материаловедения способствовали многие исследования, выполненные в последние годы в различных лабораториях Советского Союза. Роли и поведению осколков деления урана в веществе были посвящены электронно-микроскопические исследования треков, выполненные в Институте атомной энергии им. И. В. Курчатова. В этих исследованиях удалось наблюдать пути осколков деления урана при прохождении их через многослойные покрытия.

Механизм воздействия нейтронного облучения на механические свойства поликристаллических материалов можно понять, лишь изучив вначале пове-

дение монокристаллов. Опыты по пластической деформации облученных монокристаллов урана, выполненные в СССР, были первыми в мире. Эти исследования показали, что причиной хрупкости поликристаллического урана является в большей степени взаимодействие между зернами, чем изменение свойств самого зерна.

За последние пять — семь лет опубликованы теоретические работы по повреждению материалов. В связи с особой важностью поведения материалов при повышенных температурах и больших выгораниях многие из этих работ были посвящены теории распухания делящихся материалов.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Настоящий краткий обзор достижений и проблем атомного материаловедения не смог, естественно, охватить весь комплекс вопросов, касающихся материалов атомной техники. Однако даже из этого, крайне ограниченного по объему обзора читатель может представить себе, сколь многочисленны и многообразны проблемы атомного материаловедения и какую большую работу надо было выполнить для успешного внедрения открытий в области атомной науки в технику.

РАДИОХИМИЯ

*В. М. ВДОВЕНКО, З. В. ЕРШОВА, Б. С. КОЛЫЧЕВ,
В. В. ФОМИН*

ВВЕДЕНИЕ

Радиохимия — это раздел химии, изучающий свойства радиоактивных изотопов и методы их выделения и концентрирования.

Радиоактивные изотопы любого химического элемента различаются не только массой, но и степенью устойчивости их атомов, проявляющейся в радиоактивном распаде с испусканием излучения (α, β, γ).

Радиоактивное излучение при прохождении через вещество (раствор, твердую соль или металл) производит ионизацию и возбуждение молекул. Под воздействием излучения образуются продукты радиолиза в виде свободных радикалов и атомов. Наступает неустойчивое состояние среды, которое со временем несколько стабилизируется. Химические элементы, обладающие переменной валентностью, под влиянием продуктов радиолиза изменяют свое валентное состояние. В твердых химических соединениях происходит разрыв связей и изменение фазового состава вещества. Химическое поведение радиоактивного и нерадиоактивного изотопов одного и того же химического элемента оказывается различным.

При синтезировании новых изотопов в результате радиоактивного распада, реакций деления ядер или воздействия заряженных и ускоренных частиц или нейтронов возникают «горячие атомы», обладающие большой кинетической энергией и высоким зарядом. Использование этих свойств горячих атомов для выделения синтезированного изотопа привело к созданию нового направления в радиохимии, нередко называемого ядерной химией. Образующиеся радиоактивные изотопы, а иногда и новые химические элементы в большинстве случаев находятся в облучаемом материале в ничтожных концентрациях. Отделение их в чистом виде (при наличии излучения) от макроколичеств облуча-

емого вещества требует особых химических приемов с использованием излучения как метки для наблюдения за поведением и концентрированием микрокомпонентов.

Развитие работ по радиохимии берет свое начало от анализа природных радиоактивных элементов. Первые исследования в основном относились к изучению свойств радиоактивного излучения и анализу природных радиоактивных источников (минералов, минеральных вод и др.). Ведущая роль в этом принадлежит В. И. Вернадскому, основателю новой науки—геохимии. Еще в 1910 г. на общем собрании Академии наук В. И. Вернадский говорил: «Благодаря открытию явлений радиоактивности мы узнали новый негаданный источник энергии. Этим источником явились химические элементы... Перед нами открылись источники энергии, перед которыми по силе и значению бледнеют силы пара, силы электричества, сила взрывчатых химических процессов... Перед нами открылись в явлениях радиоактивности источники атомной энергии, в миллионы превышающие все те источники сил, какие рисовались человеческим воображением...». Радиоактивные руды по предложению В. И. Вернадского были объявлены в России государственной собственностью.

В дореволюционной России В. И. Вернадский возглавил в Академии наук все работы по изучению радиоактивных минералов и создал школу геохимиков и минералогов. Начало систематическим исследованиям в области радиохимии было положено также в лаборатории В. И. Вернадского молодым ученым В. Г. Хлопиным.

В 1918 г. Академия наук приняла решение об организации работ по получению радия из отечественных руд. В. Г. Хлопин возглавил эти работы. Под его руководством на Бондюжском заводе при переработке урановых руд был получен препарат почти чистого радия.

В 1922 г. лаборатория В. И. Вернадского была преобразована в Радиевый институт, где В. Г. Хлопин и его ученики (Б. А. Никитин, И. Е. Старик, А. П. Ратнер и др.) занялись изучением состояния вещества в малых концентрациях в различных средах, используя в своих исследованиях методы электрохимии, центрифугирования, кристаллизации, сорбции, диализа. Эти методы в дальнейшем развились в самостоятельные направления по изучению химических свойств радиоэлементов в растворах со сложным солевым составом. Центральной научной проблемой становится изучение распределения радиоэлементов между двумя фазами.

Закономерности распределения элементов между двумя фазами определяются исключительно их химическим состоянием и при условии насыщения фаз очень мало зависят от концентрации распределяющихся элементов. В результате изучения процесса распределения радиоактивных веществ между твердой фазой и раствором были установлены основные закономерности осаждения из растворов ультрамалых количеств радиоэлементов совместно с осадком макрокомпонента. В настоящее время этот прием в радиохимии известен как метод соосаждения на носителях. При таком осаждении происходит концентрирование радиоактивных элементов и их очистка от других химических элементов, не осаждающихся в данных условиях.

Работы В. Г. Хлопина в СССР и О. Гана в Германии показали, что в качестве носителей для выделения радиоактивных элементов из растворов, где они находятся в таких ничтожных количествах, что не способны образовывать собственную твердую фазу, могут быть использованы изоморфно кристаллизующиеся вещества. Для этой цели оказались пригодны труднорастворимые соединения других элементов, с которыми выделяемый радиоактивный элемент может образовывать истинные смешанные кристаллы. Такие кристаллы образуются из соединений, близких по химическому составу и молекулярной структуре, в которых микро- и макрокомпоненты имеют одинаковую валентность.

Теория такой изоморфной сокристаллизации была развита В. Г. Хлопиным и другими исследователями. Закон распределения микрокомпонента между твердой и жидкой фазами называют законом Хлопина.

Позднее были обнаружены случаи соосаждения, связанные с образованием аномальных смешанных кристаллов, построенных из ионов различной валентности, в которых микро- и макрокомпоненты не обладают ни близким химическим составом, ни сходными кристаллическими решетками. Для объяснения этого необычного явления В. Г. Хлопин и Б. А. Никитин предположили, что ионы макрокомпонента в его кристаллической решетке замещаются комплексными ионами микрокомпонента определенного состава.

Законы распределения, установленные для систем жидкость — твердая фаза, Б. А. Никитин перенес на системы газ — твердая фаза. При изучении распределения микрокомпонента между газовой и твердой фазами, на примере радиоактивного газа — радона, Никитин впервые показал, что радон распределяется между газовой фазой и гидратами сероводорода или двуокиси серы строго по закону распределения изоморфизма. Открыв некоторые молекулярные соединения благородных газов и осуществив их химическое отделение друг от друга, Б. А. Никитин доказал неправильность старых представлений о химической инертности этих элементов.

Распределение радиоактивных веществ между двумя жидкими несмешивающимися фазами основано на различии коэффициентов распределения. Это свойство растворов оказалось очень существенным для разделения ультрамалых количеств радиоэлементов и для отделения их от макрокомпонента. На основе этих свойств жидких сред были созданы экстракционные методы выделения радиоактивных изотопов.

Изучение распределения радиоактивных элементов между расплавом и изоморфной твердой фазой показало, что оно происходит по закону Хлопина, и равновесие, как и в растворах, достигается в процессе перекристаллизации твердой фазы; была доказана важная роль процессов комплексообразования в солевых расплавах и их взаимосвязь с процессом распределения.

В 1928 г. на Московском заводе редких элементов при непосредственном участии В. Г. Хлопина создается первое в СССР производство радиоактивных элементов (радия, мезотория, урана). Одновременно с освоением технологии решались заново задачи организации труда и техники безопасности (при полном отсутствии дозиметрических приборов). Отсутствовали не только приборы, но и понятие о допустимой дозе облучения. Решение этих проблем взял на себя Институт гигиены труда совместно с заводом. Впервые приступили к систематическому обследованию работающих и к снятию γ -полей в рабочих помещениях.

Под руководством И. В. Курчатова физики приступили к проектированию атомного реактора. Одновременно определялись физические константы реакции деления. В 1943 г. требования к урану еще не были точно сформулированы. Рассматривались различные варианты получения урана: в виде карбида, двуокиси или металлического урана. Не сразу стало ясно, нужен ли металл компактный или порошковый.

Для осуществления процесса разделения изотопов урана (U^{238} и U^{235}) и выделения урана, обогащенного изотопом U^{235} , необходимо было разработать методы получения гексафторида урана.

Возросший спрос на уран требовал создания технологических процессов переработки руд различных урановых месторождений.

К решению технологических задач получения урана привлекались сотрудники многих институтов и лабораторий. Создавались лабораторные установки для проведения опытных работ по получению металлического урана и его соединений. Вскоре были получены первые порции карбида и металлического урана.



Был разработан метод получения качественного металлического урана восстановлением четырехфтористого урана металлическим магнием с последующей вакуумной рафинировкой. В конце 1944 г. советскими специалистами были разработаны методы получения урана в любом потребном виде.

После освоения методов производства металлического урана перед химиками встала новая проблема — получение металла высокой степени чистоты. Чистота металла или требуемого химического соединения определяется его назначением. Металлический уран был необходим как горючее для ядерных реакторов и сырье для производства делящихся материалов. Поэтому предъявлялись повышенные требования к чистоте металла по примесям. Необходимо было получить уран «ядерной чистоты», в котором присутствие примесей, поглощающих нейтроны, было недопустимым. Эти «нейтронные яды» могли остановить цепную реакцию вследствие непроизводительного поглощения нейтронов. Появились первые технические условия на чистоту.

Решением трудной задачи анализа урана «ядерной чистоты» занялся Институт геохимии и аналитической химии АН СССР. Все известные в то время высокочувствительные методы микроанализа оказались недостаточными. Тогда было введено новое понятие чистоты металла: «Сумма произведения сечений захвата на процентное содержание примесей не должна быть больше заданной величины». Удовлетворение этому требованию чистоты по

«заданной величине» привело к сокращению числа анализируемых примесей и повышению допустимой концентрации. Так была решена проблема получения кондиционного урана.

Одной из серьезных проблем, поставленных перед радиохимиками, было получение Pu^{239} . Первые исследования по химии плутония на его химических аналогах проводились в Радиовом институте под руководством В. Г. Хлопина. В качестве имитаторов использовались лантан, торий и Np^{239} с периодом полураспада 2,3 суток. Но количество нептуния было невосможным. Работали, как тогда было принято говорить, с «импульсными» количествами вещества.

Импульсное количество — это количество вещества, определяемое по счету импульсов, создаваемых радиоактивным излучением в счетчиках. Это было одно из первых исследований по разработке технологии выделения короткоживущего изотопа. Следовало не только определить химические свойства нептуния, но и перенести полученные результаты на плутоний. Стояла задача отделить нептуний от продуктов деления, которые присутствовали в исследуемых растворах также в импульсных количествах. Разнообразие химического состава осколков деления ядер урана осложняло работу с Np^{239} , так как многие из них имеют близкий к нему период полураспада.

Необходимо было не только отделить нептуний от суммы продуктов деления, но и дать технологические параметры процесса. Разрабатывалась технология получения плутония. Выделение микроколичеств плутония на носителях, как это использовалось при выделении радия совместно с барием, оказалось пригодным. Однако делящийся материал должен был обладать высокой чистотой.

Создавалась более сложная по сравнению с радиевой технологией радиохимия микроколичеств радиоизотопов. Весовое содержание плутония в первых блоках облученного урана составляло всего несколько миллиграммов на килограмм.

Законы распределения вещества между различными фазами: жидкость — твердая фаза, раствор — раствор, жидкость — газ, оказалось возможным полностью применить для отделения плутония от урана и от продуктов деления.

Результаты научных исследований, полученные в Радиовом институте на импульсных количествах Np^{239} и продуктов деления, были изложены в отчете, который читался и изучался со всеми подробностями. Его читали все: руководители, инженеры, ученые, лаборанты. Вокруг него велись научные обсуждения.

Готовились к проверке результатов лабораторных исследований на установке более крупного масштаба. Впервые был создан опытный стенд с дистанционным управлением для проверки технологии на облученном уране. Радиевый институт держал экзамен.

Испытания на стенде имели большое значение и для проектантов, которые на основании отчета, содержащего только лабораторные данные, уже проектировали плутониевый завод. Испытания подтвердили правильность выбранной технологии получения плутония. К сожалению, мешала сорбция плутония на стенках аппаратуры и осадках, и так как весовые концентрации плутония и продуктов деления были очень малы, это приводило к тому, что плутония в конечных операциях не обнаруживали.

Сочетание осадительных и экстракционных процессов позволило получить первые концентраты плутония — сначала (в конце 1947 г.) в микрограммовых и в 1948 г. — в миллиграммовых количествах. Исследовались различные методы выделения плутония. Особое внимание обращалось на достоверность присутствия плутония в растворе. Контроль осуществлялся радиометрическим методом. Арбитражные пробы анализировались в не-

скольких институтах. К контролю за процессами в лабораторных исследованиях и на опытном стенде были привлечены крупные ученые — физики и химики. Требования к проведению экспериментов были очень высокие, и научные решения принимались на основании отдельных опытов.

Проверялась не только технология выделения плутония. Одновременно решались и другие задачи: улавливание радиоактивных аэрозолей, радиоактивных газов и летучих радиоизотопов, проверка методов обезвреживания радиоактивных отходов.

Проектирование первых радиохимических заводов встретило специфические трудности. Наличие γ -излучения продуктов деления с энергией до 3 Мэв и интенсивностью излучения, достигающей в некоторых случаях сотен тысяч грамм-эквивалентов на тонну урана, требовало для обеспечения безопасности работы специальной защиты и дистанционности управления производством и контроля. Уровень этой радиоактивности почти в миллион раз превышал γ -излучение на заводах по переработке урановых руд и получению радия. Опыта работы с излучением такой интенсивности еще не было. Не было и научных публикаций на эту тему. Отсутствовали необходимые теоретические и экспериментальные данные.

Конструкции защиты от излучения проверялись в натурном исполнении. Поправки на рассеянное излучение часто оказывались очень существенными. Испытания на моделях проходили также и опытные конструкции химической аппаратуры.

Контроль за производством был особенно сложным, так как отбор проб и анализ высокоактивных продуктов только еще осваивался. Требовалось создание приборов для анализа без пробоотбора, анализа на расстоянии, анализа в потоке газа или жидкости. На заводе был осуществлен дистанционный контроль с использованием собственного α -, γ -излучения выделяемых изотопов. Впервые в области радиохимии встал вопрос об идентификации изотопов.

СМЕЖНЫЕ ПРОБЛЕМЫ

При решении вопросов атомной энергетики возникли новые проблемы в связи со спецификой производства. Основными из них были следующие:

1. Ограничения по примесям, являющимся нейтронными ядами, в ядерном горючем и конструкционных материалах. Возникли трудности не только в получении металлов высокой степени чистоты, но и в методах анализа на примеси. На службу пришли новые физические способы, иногда с химической идентификацией, — суммарное эффективное поглощение нейтронов материалами и активационный анализ.

2. Получение материалов замедлителей и теплоносителей. Роль радиохимии здесь была меньшей. Радиохимия изучала радиационную устойчивость материалов и растворов, создавала способы устранения продуктов радиоллиза.

3. Очистка и удаление отходов, содержащих вещества с наведенной радиоактивностью в жидких и газовых теплоносителях.

4. Очистка и удаление радиоактивных отходов, образующихся при переработке облученных материалов (урана, тория и др.); воздушно-газовых сбросов, содержащих иод, ксенон, криптон, радон; жидких технологических отходов, содержащих практически все продукты деления и следы плутония; твердых радиоактивных отходов, образующихся при химических и металлургических процессах, включая регенерацию из них ценных элементов; удаление и захоронение зараженного оборудования (вследствие большой сорбционной способности радиоизотопов радиоактивность стенок аппаратуры очень быстро достигает значительной величины).

5. Дезактивация и регенерация технологических растворов и реагентов для возврата их в производство,

6. Дезактивация нетехнологических сбросов, образующихся в производстве при обмывке оборудования, полов, стирке загрязненного белья и т. п., очистка этих растворов до доз, допустимых по санитарным нормам.

7. Регенерация ядерного горючего для последующего его использования.

8. Подготовка технологических отходов к длительному захоронению и разработка конструкций подземных хранилищ с изучением радиационных и тепловых эффектов при хранении химических растворов сложного состава.

9. Извлечение ценных изотопов из отходов производства и доведение их до концентратов, свободных от посторонних химических элементов, со спектром излучения, свойственным одному изотопу.

10. Разработка методов анализа воздуха и растворов на содержание радиоизотопов в пределах, установленных нормами.

11. Разработка методов контроля за производством.

12. Изучение радиационной устойчивости водных растворов органических и неорганических реагентов, твердых соединений под действием α -, β -, γ - и нейтронного излучений и многие другие проблемы.

Перечень проблем, касающихся только производства плутония из облученного урана, указывает на необходимость вовлечения в эту работу большого числа различных специалистов.

ОСНОВНЫЕ ЧЕРТЫ ТЕХНОЛОГИИ ПЕРЕРАБОТКИ РАДИОАКТИВНОГО СЫРЬЯ

Радиоактивное сырье для производства делящихся материалов и радиоизотопов в основном делится на рудное, содержащее уран, радий, ионий, актиний, протактиний, торий, мезоторий; облученное ядерное горючее — уран и торий в виде блоков тепловыделяющих элементов (в урановых блоках накапливаются изотопы плутония, продукты деления, америций и нептуний; в ториевых — протактиний, изотопы урана, продукты деления); облученные элементы актиноидной группы, в которых при многократном захвате нейтронов накапливаются изотопы плутония, америция, кюрия, калифорния и др.; облученные материалы, содержащие радиоактивные изотопы с атомным номером, меньшим 92.

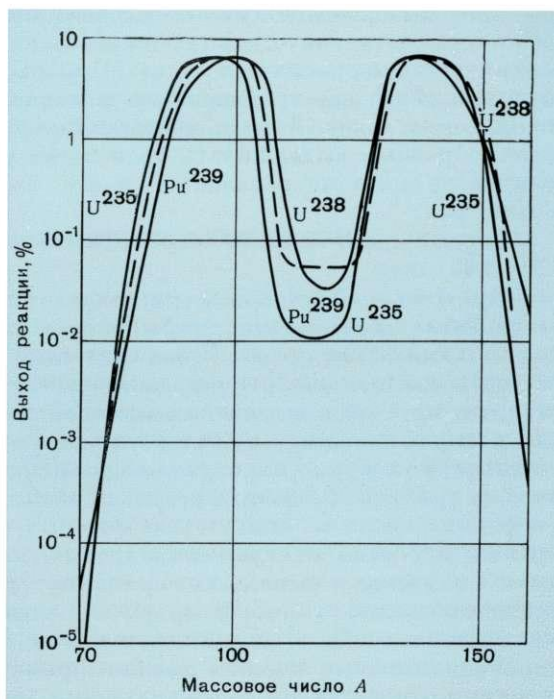
Весовые количества синтезированных изотопов обычно очень малы. Например, количество Pu^{239} на тонну облученного урана составляет менее 1 кг, Np^{237} — несколько граммов.

Малые количества радиоактивных элементов приводят к тому, что большое значение приобретают многие явления, которые не принимаются во внимание в обычных технологических процессах, например сорбция микрокомпонентов на стенках аппаратуры и различных осадках. При осаждении соединений стабильных элементов, присутствующих в больших количествах (макрокомпонентов), образующиеся осадки часто полностью захватывают микрокомпонент, который должен оставаться в растворе, в результате чего происходит потеря микрокомпонента.

Это явление хорошо знакомо радиохимикам и при организации производства некоторых элементов причиняет много неприятностей. Поэтому необходимо хорошо знать поведение микрокомпонентов в различных процессах, чтобы успешно использовать их в технологии.

Наиболее тщательно необходимо проводить отделение плутония и урана от продуктов деления. Очистку следует доводить до остаточного γ -излучения, допускающего в дальнейшем работу без специальных мер защиты. В большинстве случаев оно не должно превышать собственного γ -излучения изотопа. В технологии переработки ядерного горючего коэффициенты очистки от радиоактивных примесей, т. е. отношение первоначального уровня активности к конечному, в зависимости от условий должно быть не меньше 10^6 — 10^7 .

Рис. 1. Выход продуктов деления в зависимости от массового числа при делении нейтронами U^{235} , Pu^{239} и U^{238} .



Иногда, чтобы ускорить переработку ядерного материала, можно ограничиться лишь освобождением его от изотопов — нейтронных ядов. В этом случае операции с плутонием или ураном должны осуществляться дистанционно.

Качественный и количественный состав продуктов деления зависит от продолжительности работы реактора и времени «охлаждения» — выдержки ядерного горючего после извлечения его из реактора для распада короткоживущих изотопов. Некоторое представление о составе и выходе продуктов деления можно получить из кривой масс (рис. 1). Величина активности продуктов деления может быть выражена в кури на тонну урана или на мегаватт энергии.

Активность отработанного ядерного горючего или блоков урана и тория после облучения с накоплением делящихся материалов обычно уменьшают длительной выдержкой на распад до начала их химической обработки. В первое время после снятия с облучения спад активности идет очень быстро, но затем замедляется (рис. 2), и для последующего заметного уменьшения активности отработанное горючее нужно хранить очень долго. Это уменьшение скорости спада активности объясняется тем, что в первый период выдержки идет интенсивный распад короткоживущих изотопов. По мере уменьшения их удельного веса в общей массе продуктов деления определяющей становится скорость распада долгоживущих изотопов, которая по своей природе невелика.

Переработка ядерного горючего производится либо для выделения делящихся материалов — Pu^{239} и U^{233} , либо для выделения урана с частично выгоревшим U^{235} с целью его дальнейшей переработки для получения обогащенного по U^{235} продукта. Часто эти цели совмещаются. Переработка облученного горючего преследует также цель выделения ценных изотопов из продуктов деления или трансплутониевых элементов. Во всех этих случаях необходима предварительная выдержка обрабатываемого материала для снижения опасности дальнейшей химической переработки.

Срок выдержки облученного урана иногда определяется распадом изотопа U^{237} , а также в значительной степени присутствием радиоактивного йода I^{131} с периодом полураспада 8 суток. При растворении облученного горючего йод переходит в летучие соединения и частично удаляется из раствора вместе с газами. Очистка газов от йода представляет большие трудности. Оказалось более целесообразным выдерживать уран перед растворением до тех пор, пока большая часть йода не распадется и его концентрация не снизится примерно в 1000 раз.

Отсюда длительность необходимой выдержки на распад йода составляет 120—140 дней.

Выдержка облученного материала на распад короткоживущих изотопов часто бывает необходима, чтобы уменьшить радиационное воздействие излучения на химические среды. При химической переработке применяются различные реагенты: азотная кислота, органические соединения (экстрагенты) и др. Продукты разложения воды и реагентов взаимодействуют с плутонием и другими элементами, вызывая изменение их валентных состояний и образование новых химических соединений, которые могут сильно влиять на осуществляемые процессы. Например, из трибутилфосфата в результате облучения образуются моно- и дибутилфосфорные кислоты, присутствие которых значительно снижает степень очистки урана и плутония от циркония и других элементов. Продукты радиолитического распада осложняют изучение химических свойств радиоактивных элементов и вызывают необходимость поисков таких технологических процессов, в которых они оказывали бы возможно меньшее влияние.

Радиационные явления должны приниматься во внимание даже при работе с такими относительно долгоживущими элементами, как Pu^{239} , U^{233} и многие другие, которые в настоящее время получают в количествах, позволяющих исследовать их обычными химическими методами.

Для защиты ядерного горючего от вымывания и уменьшения возможности загрязнения теплоносителя продуктами деления уран и другие делящиеся вещества вводят в атомный реактор в защитных оболочках. В качестве материалов для защитных оболочек используются алюминий, магний, цирконий, нержавеющие стали. Наличие защитных оболочек создает дополнительные трудности при переработке отработанного ядерного горючего.

Кроме перечисленных «химических» затруднений при работе с радиоактивными элементами в технологии переработки больших количеств облученных материалов возникают и другие осложнения. Так, при работе с делящимися

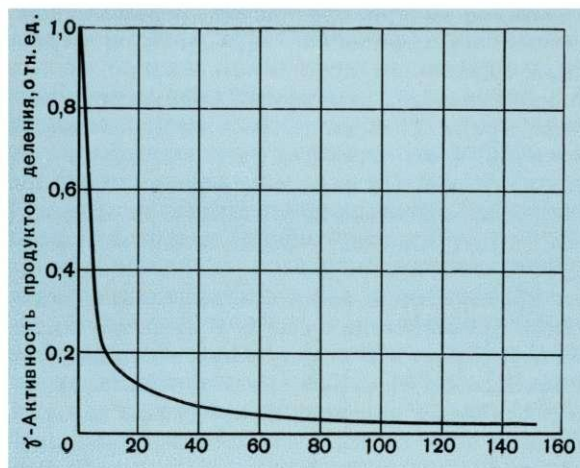


Рис. 2. Уменьшение γ -активности продуктов деления урана после остановки реактора. Длительность облучения 130 дней (по оси абсцисс отложены дни, прошедшие после снятия с облучения).

материалами (Pu^{239} , U^{235} или U^{233}) в производственных масштабах может возникнуть опасность достижения критической массы, когда начнется самопроизвольная цепная ядерная реакция. Это требует ограничения количества одновременно перерабатываемого материала или его концентрации, либо применения аппаратуры таких размеров и формы, которые исключают возможность возникновения цепной реакции деления.

МЕТОДЫ ВЫДЕЛЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ

При разработке методов выделения синтезированных элементов и продуктов деления были использованы основные законы распределения микро- и макрокомпонентов между различными фазами и в первую очередь между твердой фазой и жидкостью и между двумя несмешивающимися жидкостями.

В качестве примера использования процесса соосаждения можно привести соосаждение трехвалентного плутония, а также нептуния, америция и кюрия с соединениями редкоземельных элементов. Выпадающие осадки, например фтористого лантана, захватывают с собой практически все количество плутония (если оно мало).

В настоящее время рентгеновское исследование показало, что PuF_3 и LaF_3 действительно изоморфны. Однако плутоний в шестивалентном состоянии почти не захватывается осадком шестивалентного урана. Поэтому, последовательно переводя плутоний из одного валентного состояния в другое и соосаждая его с различными носителями, можно в значительной степени отделить плутоний от многих осколочных элементов.

Так, осаждавая плутоний в трехвалентном состоянии с редкоземельными элементами, его можно отделить от урана, а затем, переводя фторид в раствор и плутоний в нем в шестивалентное состояние, отделить от редких земель, так как последние выпадут в осадок, а плутоний останется в растворе. Однако в связи с некоторой растворимостью фторидов редкоземельных элементов их концентрация в растворе может быть значительно больше, чем концентрация плутония. В этом случае фториды переводят в более растворимое состояние (например, в сульфаты), раствор упаривают, затем снова осаждают фториды, сохраняя плутоний в шестивалентном состоянии, и уменьшают таким образом количество редкоземельных элементов относительно плутония.

Примером соосаждения с аномальными смешанными кристаллами может служить сульфатный метод извлечения плутония, нептуния и америция из разбавленных растворов. Метод основан на свойстве четырехвалентных плутония и нептуния соосаждаться из водных растворов с двойным сульфатом калия и лантана. В шестивалентном состоянии эти элементы не соосаждаются. Отсюда становится понятным интерес к получению и изучению свойств малорастворимых соединений плутония — оксалатов, фторидов и других, исследованию которых посвящено много работ.

Исследование соосаждения микроколичеств плутония с различными микросоединениями (Хлопин, Никитин и др.) явилось существенным этапом при разработке методов выделения плутония из облученного урана. Подобные процессы используются также при изучении химических свойств микроэлементов. Так, из способности плутония соосаждаться с фторидами редких земель под действием восстановителей (например, SO_2) и исчезновения этой способности после действия окислителей следует, что плутоний имеет несколько (минимум два) валентных состояний.

Метод соосаждения может быть использован для получения радиоактивных продуктов деления при групповом разделении и концентрировании соосаждением нескольких элементов на осадке оксалата кальция. Совместно с кальцием осаждаются стронций, барий, редкоземельные элементы. Цирконий, рутений,

ниобий и теллур весьма мало захватываются осадком оксалата кальция. При таком групповом разделении осаждающиеся элементы отделяются и от макропримесей с одновременным концентрированием.

Однако микрокомпоненты могут захватываться осадками не только в результате сокристаллизации, но и при адсорбции их на поверхности, особенно если этому способствует ее электрический заряд. Микрокомпоненты могут оставаться в каплях раствора, включенного в кристаллы. Это ведет к тому, что в одних случаях снижается степень очистки (примесь «незаконно» осаждается с ценным компонентом), а в других — теряется ценный микрокомпонент. Правда, этих явлений можно избежать, например повышением кислотности для уменьшения адсорбции примесей (катионов) на поверхности осадков; выделением кристаллов макросоединения из растворов, содержащих избыток макросоединения; добавлением солей с хорошо сорбируемым, но «безвредным» катионом; перекристаллизацией осадков для их укрупнения и т. д. К сожалению, в случае промышленного осуществления двухкратное осаждение плутония с переводом его из одного валентного состояния в другое и обратно не дает достаточной очистки и должно быть повторено несколько раз. Повторение осаждения необходимо также для очистки макрокомпонента.

Распределение радиоактивных веществ между двумя жидкими не смешивающимися фазами (экстракция) также имеет большое теоретическое и практическое значение для выделения радиоактивных элементов из водных растворов.

Применение экстракции для очистки урана, естественно, вытекало из давно известного свойства нитрата уранила растворяться в диэтиловом эфире. При этом многие примеси, а также продукты распада урана, например Th^{234} , остаются в водной фазе, образующейся при встряхивании кристаллов нитрата уранила с эфиром. К таким же результатам приводит экстракция нитрата уранила эфиром из водного раствора.

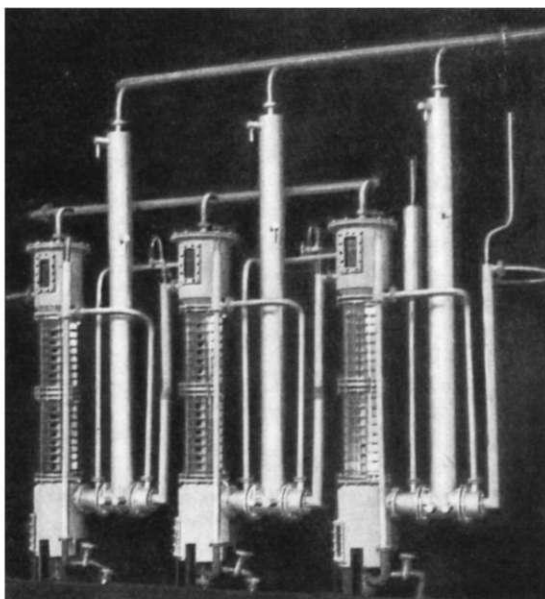
В связи со взрыво- и пожароопасностью диэтиловый эфир не очень удобен для технологов, а поэтому было осуществлено большое число исследований по подбору менее горючих экстрагентов для отделения урана и плутония от продуктов деления. В результате были найдены многие фосфорорганические соединения, одним из которых является широко распространенный трибутилфосфат, применяемый обычно в виде растворов в керосине.

Экстракционный метод благодаря своей исключительной избирательности, скорости и простой технологии стал одним из основных промышленных методов очистки сырьевых и других, применяемых в ядерной энергетике материалов, переработки облученного ядерного горючего и выделения отдельных радиоактивных изотопов.

Изучение процессов экстракции применительно к проблемам радиохимии было начато с детального исследования распределения нитратов тория, урана и некоторых элементов, радиоактивные изотопы которых имеются среди продуктов деления. Уже первые работы показали, что все исследованные элементы, кроме тория и урана, имеют очень малые значения коэффициентов распределения между водными растворами и кислородсодержащими органическими соединениями. Это позволяет отделять уран и торий от различных примесей.

Существенно, что во многих случаях коэффициенты распределения микроэлементов велики, а многих макроэлементов малы; это позволяет путем экстракции (извлечения в органическую фазу) не только выделить микроэлемент, но и значительно его сконцентрировать. Величины коэффициентов распределения можно повысить добавлением солей-высаливателей, не переходящих в органическую фазу, но способствующих экстракции урана. Высаливающее действие зависит от природы соли-высаливателя и, в частности, от заряда и величины радиуса катиона, определяющего гидратацию катионов высаливателя.

Рис. 3. Пульсационные экстракторы.



В целях применения экстракции в технологии было изучено распределение продуктов деления урана и плутония при экстракции различными экстрагентами, а также проведены теоретические исследования, связанные с химией экстракции. Для экстракции в настоящее время используются простые и сложные эфиры, кетоны, различные фосфорорганические соединения, алифатические и ароматические амины и некоторые органические соединения различного строения, которые образуют с извлекаемыми элементами прочные комплексные соединения, растворимые в таких органических растворителях, как бензол, керосин, четыреххлористый углерод, хлороформ. Коэффициенты распределения при экстракции зависят от очень многих факторов; к ним относятся состав водного и органического растворов, структура органического экстрагента, процессы комплексообразования и др.

Значительные успехи были достигнуты в области термодинамики и математического описания процессов экстракции. Многократное повторение процессов экстракции и реэкстракции (перевод соединений в органическую фазу и обратно в водную) в наиболее благоприятных условиях позволяет достичь высокой степени извлечения ценных компонентов и отделения их от примесей.

Большое преимущество экстракционных процессов по сравнению с осадительными, особенно при экстракции без солей-высаливателей, заключается в возможности значительно сократить объем «воднохвостового» раствора — водного раствора, остающегося после извлечения ценных компонентов. В водном растворе концентрируются все продукты деления. Радиоактивность этих растворов достигает 100 кюри/л. Малая концентрация солей в растворе позволяет упариванием еще более сократить его объем.

Достоинством экстракционных процессов является возможность сделать их дистанционными и автоматически управляемыми, и процесс вести непрерывно. Последнее обстоятельство особенно важно, так как позволяет одновременно в каждом аппарате иметь относительно небольшие количества делящихся веществ. Необходимость интенсификации процессов экстракции, применения ядерно-безопасной геометрии потребовали создания специальных аппаратов. Особенно широкое распространение получили пульсационные колонны и экстракторы (рис. 3), в которых протекающей жидкости сообщается

колебательное движение. Применение пульсации в колоннах с различными насадками позволяет значительно уменьшить (в 2—3 раза) их высоту, что имеет существенное значение при строительстве заводов.

Большое преимущество пульсационных аппаратов — отсутствие движущихся частей в активной зоне, так как пульсация может быть осуществлена путем колебаний воздушной «подушки» пульсатором, установленным вдали от активной зоны. Воздух, выбрасываемый в этих случаях из аппаратов, содержит в сотни и даже тысячи раз меньше аэрозолей, чем при барботировании активных растворов; ремонт пульсаторов осуществляется в чистой зоне.

В последние годы повысился интерес к протактию, актию и Th^{228} . Эти элементы находятся в урано-радиевых и ториевых рудах, но могут быть получены и искусственно при облучении нейтронами Th^{232} и Ra^{226} . Для выделения протактия из отходов уранового производства используется экстракция кислотными эфирами фосфорной кислоты. Экстракционные методы применяются также для разделения Ra^{226} , Th^{228} и Ac^{226} .

Советские радиохимики достигли больших успехов в области разделения и выделения радиоактивных элементов с помощью ионного обмена. Без ионного обмена (сорбция, хроматография) нельзя представить современную радиохимию. Ионный обмен применяется в самых различных областях — от ультрамикроанализа с выделением атомарных количеств вещества (короткоживущих изотопов) до крупных промышленных предприятий. Для очистки радиоактивных сточных вод также используются методы ионного обмена. Применение ионообменных фильтров обеспечивает очистку вод от долгоживущих изотопов цезия и стронция.

Широкое развитие метод ионного обмена получил при решении задач выделения урана из руд и получения чистых соединений урана. Исследованы различные типы ионитов, которые могут применяться для избирательного поглощения урана, рассмотрено поведение большого числа сопутствующих элементов-примесей.

Особое значение имеют ионный обмен и хроматография в аналитической химии радиоактивных элементов. Сейчас методами ионообменной и распределительной хроматографии производится разделение редкоземельных и трансурановых элементов и их окончательная очистка. Сорбционные методы выделения радиоизотопов нашли применение для выделения протактия из облученного тория с применением в качестве сорбента свежесаженной двуокиси марганца, силикагеля, активированного угля. Вместе с тем ионообменные методы находят применение при исследовании комплексообразования радиоактивных элементов. Теоретические исследования сыграли важную роль в практическом применении ионообменных методов изучения состояния радиоактивных элементов в растворах различного состава.

Наряду с водными процессами советские радиохимики исследуют и различные безводные методы. Их преимущество состоит в возможности значительно сократить число операций, необходимых при использовании водных процессов, и особенно резко уменьшить объемы радиоактивных отходов, требующих дезактивации и захоронения. К безводным процессам относятся экстракция расплавленными солями и металлами, представляющая потенциальный интерес для обработки сильно облученных тепловыделяющих элементов, а также дистилляция. Так, для переработки облученного урана применяется дистилляция его фторидов. Метод основан на различиях в летучести газообразного шестифтористого урана и фторидов продуктов деления. Как правило, последние обладают гораздо меньшей летучестью, и даже простая перегонка может дать значительную очистку от продуктов деления.

Предложен оригинальный сухой метод регенерации облученного урана путем двухстадийного процесса. Вначале проводится предварительное окисление металла, а затем фторирование окислов газообразным фтором.

Предварительное окисление приводит к уменьшению выделения тепла на стадии фторирования, что облегчает осуществление процесса в промышленном масштабе. Для отделения урана от плутония при фторировании используется различие в летучести их фторидов. В этом процессе происходит почти полное разделение урана и плутония.

Электрохимический метод также находит применение при выделении многих радиоактивных изотопов.

РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

Наибольшие объемы радиоактивных отходов получаются на заводах по переработке ядерного горючего и извлечению делящихся материалов (Pu^{239} , U^{233}), меньшие объемы — на ураново-ториевых добывающих заводах, в научно-исследовательских лабораториях и атомных реакторах (охлаждающие воды).

Выброс в атмосферу газов, зараженных радиоактивными веществами, осуществляется через очистные фильтры — системы, заполненные в качестве фильтрующего материала специальными волокнистыми тканями, стекловолокном, активированным углем. Иногда применяются химические поглотители. Выброс газов производится под непрерывным радиометрическим контролем, регистрирующим радиоактивность газовой и аэрозольной фаз при помощи специальных приборов.

Жидкие промышленные отходы и растворы, получающиеся в исследовательских лабораториях или при дезактивации оборудования и спецодежды, по уровню удельной радиоактивности делятся на три группы:

первая группа — с уровнем радиоактивности выше 1 *кюри/л* — высоко-радиоактивные растворы;

вторая группа — с уровнем радиоактивности от 1 до 10^{-5} *кюри/л* — растворы средней активности;

третья группа — с уровнем радиоактивности 10^{-5} *кюри/л* и ниже — растворы низкой активности.

Высокоактивные отходы, содержащие ценные радиоактивные изотопы (плутоний, америций, нептуний, продукты деления), подвергаются химической переработке в целях извлечения ценных составляющих. Оставшиеся трудно регенерируемые радиоактивные вещества поступают на длительное хранение в специальные емкости из нержавеющей стали, размещенные в подземных хранилищах.

Объемы отходов средней активности намного больше объемов отходов высокой активности, поэтому прямое их захоронение в емкостях невозможно. Для концентрирования радиоактивных изотопов эти отходы обрабатываются при помощи минеральных сорбентов, осадительных операций или упаривания. Иногда при переработке этих отходов удается выделить чистыми некоторые изотопы. Например, для выделения Sr^{90} используются отечественные марганцовые руды, Cs^{137} концентрируется при помощи ферроцианида железа, нанесенного на активированный уголь. Концентраты смесей радиоактивных изотопов захораниваются в изолированные емкости, а воды возвращаются в производство.

Известны различные методы дезактивации слабоактивных жидких отходов. Так, например, широко распространен метод соосаждения радиоактивных изотопов с носителями или при помощи селективных сорбентов. Этот метод применяется в том случае, когда в жидких отходах присутствует какой-либо один элемент или группа химически родственных радиоэлементов. Так же часто применяется метод упаривания. Радиоактивные элементы при этом концентрируются в кубовом остатке. Дистиллят, свободный от радиоактивных веществ, возвращается в производство. Значительные помехи для успешной очистки вод от радиоактивных веществ методом глубокого упаривания

создают присутствующие в отходах пенообразующие и накипеобразующие вещества. Эти помехи устраняются выделением поверхностно-активных веществ и солей жесткости.

Для обработки низкоактивных отходов могут применяться также электролиз, замораживание, пенное удаление, флотация. Эти методы кажутся нам перспективными, в настоящее время они находятся в стадии исследования.

Во всех крупных городах СССР созданы пункты для сбора и централизованного захоронения радиоактивных отходов исследовательских лабораторий, больниц и производств, использующих источники излучения. На этих пунктах жидкие отходы переводятся в труднорастворимые формы. Отвержденная масса, а также все твердые отходы надежно захораниваются в специальных могильниках.

Советские ученые подробно изучают методы захоронения высокоактивных отходов путем перевода их в труднорастворимые остеклованные массы с высокой температурой плавления. Получаемые стекломассы практически нерастворимы в воде, и поэтому радиоизотопы, сконцентрированные в таких массах, не вымываются из них. Метод очень перспективен, но осуществление его требует значительных конструктивных доработок.

Проблемы безопасного удаления радиоактивных отходов требуют изучения физико-химических основ поведения смеси изотопов с разнообразным и переменным составом в различных химических средах.

ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ РАДИОХИМИИ

Перед радиохимией стоят новые большие задачи.

Во-первых, удешевление методов переработки облученного ядерного горючего. Уже близка к завершению разработка пирохимического метода переработки твэлов, который позволит исключить их предварительную глубокую выдержку. Это резко ускорит оборачиваемость горючего, а следовательно, повысит экономичность ядерных реакторов, что особенно важно для реакторов на быстрых нейтронах с расширенным воспроизводством горючего.

Во-вторых, ученые всех стран приступили к синтезу трансурановых элементов. Как искусные архитекторы, они «строят» новые элементы, обладающие часто весьма ценными свойствами. Для этого нужна буквально ювелирная работа: ведь зачастую в начальной стадии работы ученые располагают всего сотнями атомов, а необходимо их идентифицировать и установить свойства. Поневоле вспомнишь древних схоластов, пытавшихся определить, сколько чертей может разместиться на острие иглы.

Проблему выделения новых элементов можно решить, исходя из свойств «горячего» атома, т. е. заряда и энергии отдачи, приобретенных им во время синтеза.

Поставщиком новых излучателей могут также служить радиоактивные отходы. В них содержатся очень ценные радиоактивные изотопы, которые могут найти применение как при осуществлении процессов радиационной химии, так и в качестве источников тепла малых энергетических установок.

Советские ученые уже разработали методы выделения всех сколь угодно важных радиоактивных изотопов из смеси продуктов деления, содержащихся в радиоактивных отходах. Редкоземельные радиоактивные изотопы, а также Sr^{90} , Zr^{95} , Ru^{106} могут быть выделены с помощью экстракции как в виде индивидуальных соединений, так и по группам. Уже разработаны методы их применения в целом ряде областей науки и техники.

Один из наиболее распространенных путей использования радиоактивных отходов — применение их в изотопных источниках тока. Эти своеобразные маленькие электростанции, превращающие тепло радиоактивного распада

в электричество, не нуждаются в постоянном пополнении энергии и поэтому с успехом применяются для питания приборов на космических кораблях, на метеорологических станциях, расположенных в труднодоступных районах, и во всех других случаях, когда этот источник питания должен обладать высокой автономностью. Долгоживущие излучающие изотопы способны многие годы обеспечивать энергией источники питания для далеких межпланетных перелетов.

С помощью радиационной химии человек может теперь осуществлять реакции, ранее ему недоступные. «Сшивка» под действием ионизирующих излучений полимерных материалов, придающая им новые, более ценные свойства, проведение под действием этих излучений реакций, которые раньше требовали либо жестких условий (температура, давление, свет), либо вообще не могли быть осуществлены, стерилизация продуктов питания — вот далеко не полный перечень возможного применения радиоактивных изотопов, извлекаемых из отходов.

Теперь недалеко то время, когда радиоактивные отходы из вредных, несущих бедствия сбросов превратятся в новый источник электрической и химической энергии, используемой человечеством для своих нужд.



ЯДЕРНЫЕ ИЗЛУЧЕНИЯ В НАУКЕ И НАРОДНОМ ХОЗЯЙСТВЕ

В. В. МАТВЕЕВ, М. Н. ПЧЕЛЬНИКОВ,
Б. И. ХАЗАНОВ

Приборы экспериментальной физики в процессе промышленного использования достижений ядерной физики послужили основой для развития ядерного приборостроения. Для такого качественного скачка нужно было решить много принципиальных проблем, потребовались время и труд большого числа квалифицированных специалистов.

Задачи по своему масштабу и трудностям оказались не менее сложными, чем при создании радиотехники. Возможности и перспективы практического использования приборов для измерения ионизирующих излучений не менее широки, чем любого другого вида измерительной техники.

ЧТО ИЗМЕРЯЮТ ПРИБОРЫ?

Своеобразие измерительной аппаратуры ядерной техники проявилось в абсолютных размерах и широте диапазона измеряемых величин. Так, оказалось необходимым измерять отрезки времени в диапазоне от 10^{-11} сек до многих часов и различать частицы с массой порядка 10^{-28} г; энергия частиц, подлежащая измерению, простирается от сотых долей электронвольта до 10^{19} — 10^{20} эв; наконец, величина измеряемого заряда достигает 10^{-19} к.

Специфичен и характер измерений, обусловленный статистической природой ядерных явлений; из-за того, что единичные измерения не дают достаточной информации, необходимо для получения достоверных сведений проводить накопление и статистический анализ большого количества данных.

И, наконец, ионизирующие излучения характеризуются большим числом параметров (вид излучения, энергия, пространственное и временное распределение и т. п.), для измерения которых необходима разнообразная аппаратура.

Приборы для измерения ионизирующих излучений — это своеобразные «органы чувств», обеспечивающие количественное определение таких явлений, которые не воспринимаются непосредственно органами чувств человека. Другими словами, перед ними ставится задача увидеть невидимое, и не просто увидеть, а еще и измерить с весьма высокой точностью.

Развитие науки и техники сопровождается сокращением времени, требуемого на принятие решений на основе точной и полной информации. Рост объема информации, требование высокого быстродействия и точности, необходимость автоматизации измерений и обработки результатов характерны для современных приборов. И этим требованиям в наибольшей степени удовлетворяют электронные устройства, что обусловило тесную связь ядерного приборостроения с радиоэлектроникой и такими ее отраслями, как вычислительная техника.

Типичный прибор для измерения ионизирующих излучений представляет собой систему, состоящую, как правило, из трех основных блоков: детектирования, отбора или анализа сигналов и регистрации. Блок детектирования выполняет в приборе функцию преобразования характеристик излучения в параметры электрического сигнала. В этот блок входит один или несколько детекторов ионизирующих излучений и согласующее электронное устройство. Сигналы, вырабатываемые детекторами, как правило, малы по величине, и перед дальнейшей обработкой их приходится предварительно усиливать. Далее, в зависимости от поставленной задачи эти сигналы подвергаются различным преобразованиям, в том числе отбору или анализу по каким-либо признакам: по амплитуде, времени появления сигналов, форме сигнала и др.

Одна из наиболее характерных особенностей аппаратуры для измерения ионизирующих излучений — статистический анализ большого количества данных для точного описания явлений. Поэтому в приборах накапливаются в течение определенного времени сигналы с детекторов (после соответствующего отбора) или проводится усреднение числа импульсов, поступающих за относительно большие интервалы времени. Эти задачи выполняются регистраторами. Чем точнее требуется выполнить измерения, тем большим объемом памяти должен обладать регистратор.

В задачу регистратора входит не только накопление данных, но и представление по окончании измерений их результатов в виде, удобном для наблюдения, обработки или управления. Наряду со стрелочным индикатором для визуального считывания с большей точностью получили распространение цифровые устройства — неоновые, знаковые индикаторы и люминесцентные табло.

С увеличением числа каналов и ростом объема информации все более важное значение приобретает автоматизация измерений, вывода показаний и их обработки. Использование для вывода информации цифropечатающих устройств и самописцев устранило необходимость утомительного списывания показаний приборов, а введение в сложную аппаратуру программных устройств еще более облегчило работу оператора. Наконец, в состав регистраторов стали вводить узлы и устройства, обеспечивающие выполнение простейших арифметических операций: вычитание фоновых показаний, нормирование результатов измерений, определение отношения показаний в разных каналах и т. д. Повышение производительности аппаратуры и облегчение труда обеспечил также вывод данных на перфоленту и магнитную ленту. Информация в таком виде пригодна для непосредственного ввода в вычислительную машину, которая по заданной программе обрабатывает полученные прибором данные.

На рис. 1 показана структурная схема типичных приборов, измеряющих параметры ионизирующих излучений, с выделением основных блоков. Подобная структура реализована во многих сотнях типов приборов, различающихся по назначению (объекту измерений), условиям эксплуатации, степени слож-

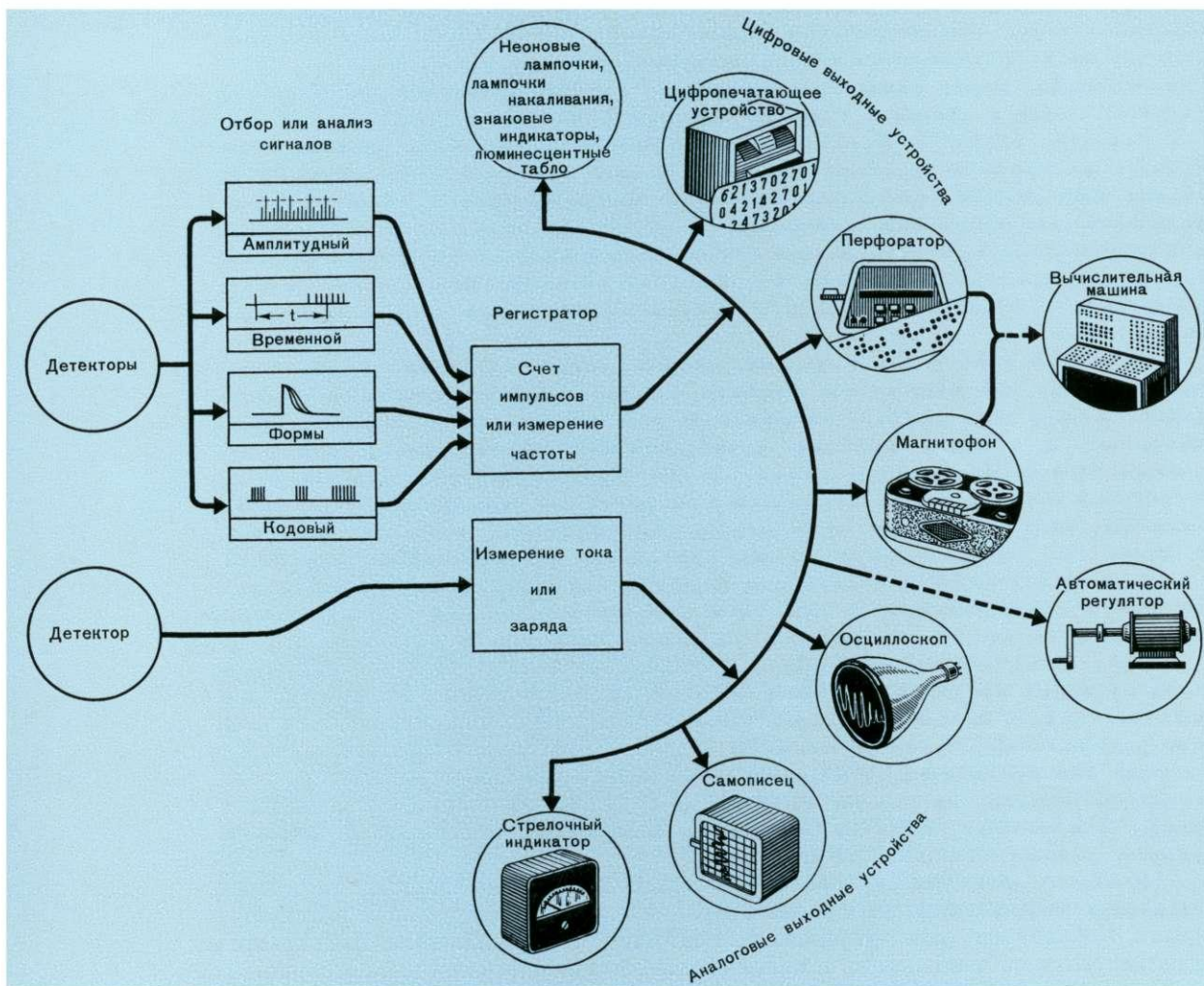


Рис. 1. Структурная схема приборов для измерения ионизирующих излучений.

ности и т. д. Сотни тысяч различных приборов применяются во многих отраслях народного хозяйства: в ядерной физике и медицине, на атомных электростанциях, ускорителях, реакторах, при поиске и разведке урана, нефти, олова, на многих промышленных производствах — всюду, где используется атомная техника.

Успехи, достигнутые в разработке теории и методов проектирования приборов для измерения ионизирующих излучений, позволили выпустить лишь за последние годы более 200 новых типов таких приборов и установок, освоить их серийный выпуск. За истекшее десятилетие объем промышленного производства подобной аппаратуры возрос более чем в 10 раз. Создана новая отрасль промышленности, включающая конструкторские бюро и заводы, специализирующиеся в производстве изделий ядерного приборостроения, разработана и внедрена современная технология изготовления этой аппаратуры. Все это обеспечило возможность широкого использования достижений ядерной физики и успешного решения многих задач, которые ранее не могли быть решены.

Сейчас можно говорить уже о существовании определенных направлений ядерного приборостроения, таких, например, как научное, технологическое, аналитическое приборостроение и приборостроение радиационной безопасности.

НАУЧНОЕ ПРИБОРОСТРОЕНИЕ

Приборы для измерений ионизирующих излучений широко используются в научных исследованиях. Для этих целей разработаны и выпускаются устройства различного назначения: усилители, дискриминаторы, счетчики импульсов, измерители скорости счета, устройства регистрации совпадений, стабилизированные источники питания и т. д.

Одним из наиболее распространенных методов исследований ядерной физики является определение энергетического, временного и пространственного распределений излучений. Эти задачи решаются спектрометрическими приборами и установками.

Основным прибором экспериментальной физики, входящим в состав спектрометрических установок, является многоканальный анализатор, сортирующий сигналы от детектора на группы (каналы) по определенному признаку. Придя на смену одноканальным анализаторам, в которых число сигналов в канале измеряется последовательно, многоканальные анализаторы значительно расширили возможности эксперимента. Параллельный характер сортировки сигналов резко сокращает время измерения; кроме того, значительно возрастает точность измерений, поскольку исключается погрешность, обусловленная изменением спектрального состава и активности или мощности источника за время измерений. Это особенно важно при работе с импульсными источниками излучения и с короткоживущими изотопами.

Если раньше многоканальные анализаторы имелись лишь в немногих физических лабораториях, то в последние годы они получили широкое применение в различных областях науки и техники: геологии, химии, биологии, медицине и др. За это время изменились как схемное построение анализаторов, так и их внешний вид. Первые анализаторы были достаточно громоздкими, строились на лампах, для регистрации использовались механические счетчики и декатроны. Так, первый серийный отечественный анализатор с ферритовой памятью АИ-100 потреблял мощность 750 *вт*, весил около 150 *кг* и занимал объем более 0,5 *м*³; информация выводилась лишь на осциллоскоп и неоновые индикаторные лампочки.

Усовершенствование многоканальных анализаторов проходило в направлении уменьшения размеров, веса, потребляемой мощности, увеличения числа каналов, автоматизации процесса измерений и обработки данных, а также повышения быстродействия. Так, рассчитанный на широкое использование 128-канальный амплитудный анализатор АИ-128, разработанный в начале 60-х годов, потреблял мощность менее 50 *вт*, весит не более 20 *кг* и занимает объем всего 0,06 *м*³. Выполненный в настольном конструктивном оформлении, этот анализатор имеет несколько режимов, упрощающих обработку результатов измерений (например, вычитание спектров), и допускает вывод данных на цифropечатающее устройство, перфоленту, диаграммную ленту самописца.

Наряду с изучением распределения сигналов по одному из параметров современная физика ставит задачи исследования многопараметровых (многомерных) распределений. Однако исследование даже двухмерных распределений требует значительного увеличения числа каналов. К необходимости увеличения числа каналов привело также применение в спектрометрах полупроводниковых детекторов с высоким разрешением и построение временных анализаторов, входящих в спектрометры по времени пролета. Такие анализаторы, удовлетворяющие современным требованиям, были созданы в последние годы. В каче-



стве примера можно привести 2048-канальный анализатор АИ-2048, внешний вид которого показан на рис. 2. Прибор позволяет проводить амплитудный, временной и двухмерный анализ и работать с несколькими датчиками. Данные с анализатора могут выводиться на ряд выходных устройств, в том числе на перфоратор, магнитофон, цифропечатающий механизм и др. Примером более универсального устройства является измерительный комплекс АИ-16000. Он состоит из четырех анализаторов АИ-4096, блока связи и набора входных и выходных устройств. Каждый из анализаторов обеспечивает измерение амплитудных и временных распределений или счет импульсов от многих детекторов. В совокупности система позволяет проводить временной анализ с числом каналов до 16 000 и многомерный анализ: амплитудно-амплитудный, амплитудно-временной, время-временной и т. д. В системе предусмотрена возможность проведения предварительной обработки информации, например нормирование показаний, отыскание экстремальных значений, суммирование и вычитание спектров.

При проведении исследований первостепенное значение приобретает возможность быстро компоновать необходимые измерительные установки и системы. Это определило основную тенденцию в построении измерительных устройств — блочность выполнения. Отечественной промышленностью освоены наборы блоков, включающие каскады усиления, амплитудного и временного отбора и т. д. Всего разработано около 100 разновидностей блоков с различными измерительными характеристиками. Блоки выполняются на шасси стандартных размеров, для их компоновки выпускаются стандартные кожуха и стойки. Таким образом, большая часть необходимой аппаратуры, в том числе и достаточно специфичной, может быть собрана экспериментатором из стандартных блоков с затратой минимума времени и средств.

Характерным направлением усовершенствования блоков электронно-физической аппаратуры является стремление обеспечить большое быстродействие, точность, возможность автоматизации измерений и вывода данных. Например, пересчетные блоки БП-3, БП-20 и блок дискриминатора БД-1 способны регистрировать сигналы, поступающие со средней частотой $5 \cdot 10^6$ имп/сек.

Возрастает и точность измерений электрических сигналов. Так, блок электронного секундомера БТ-1 обеспечивает измерение интервалов времени от 1 до 1000 сек с погрешностью менее 0,5%. С такой же погрешностью выполняет цифровое измерение амплитуд импульсов блок БАП-3.

Специальные устройства позволяют автоматизировать измерения. Блок БЗ-15 производит цифropечатание показаний со счетных схем; на бумажной ленте печатаются 11-разрядные числа со скоростью до четырех чисел в секунду. На весьма длительный срок сохраняются записанные диаграммы, спектры и другие данные блоком БО-13 со скиатроном — специальной трубкой с длительным послесвечением; информация стирается при нагревании экрана.

Наиболее распространенные комбинации блоков выпускаются промышленностью в виде самостоятельных приборов. В качестве примера на рис. 3 приведен декадный счетчик импульсов ПП-9, рассчитанный на предельные загрузки до $5 \cdot 10^6$ имп/сек.

Помимо ядерной физики приборы для измерения ионизирующих излучений широко используются и в других ведущих областях современного естествознания, например в космических исследованиях и биологии. На искусственных спутниках Земли и на космических ракетах, направленных к Луне, Венере, Марсу, среди другой научной аппаратуры большой удельный вес имеют приборы для измерения ионизирующих излучений. Околоземные пояса радиации были обнаружены радиометрическими приборами; эти же приборы широко используются и сейчас для исследований, позволяющих объяснить процесс образования радиационных зон, найти их связь с магнитным полем Земли и космическим излучением.

Измерения на спутниках и ракетах позволили изучить состав и плотность потока первичных космических лучей вне атмосферы и вне магнитного поля Земли, определить природу и плотность межпланетного протонно-электронного газа, потоков заряженных частиц, испускаемых поверхностью Солнца и звезд. Много ценных сведений дали приборы, измеряющие концентрацию заряженных частиц — электронов и протонов — в ионосфере. Наконец, на первом искусственном спутнике Луны, советской станции «Луна-10», среди научной аппаратуры находился многоканальный гамма-спектрометр, позволивший установить по спектру излучения природу поверхностного слоя Луны.

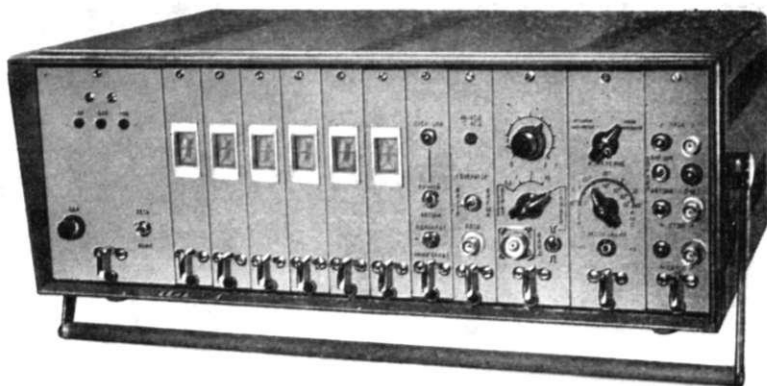


Рис. 3. Декадный счетчик импульсов ПП-9.

Изучение состава межпланетной среды и изменения ее структуры, выполняемое приборами для измерения различных компонентов космического излучения, имеет огромную практическую и научную ценность. Например, полеты людей в космос не могут проводиться без учета радиации, и защита от нее становится одной из важнейших проблем космонавтики. Проведение измерений вне атмосферы Земли существенно расширяет методические возможности астрофизики, позволяет уловить сигналы от других звезд в диапазоне рентгеновского излучения и уже привело к появлению новой, перспективной области астрономии — рентгеновской астрономии.

Разнообразные задачи, поставленные исследователями космического пространства, потребовали от создателей приборов поиска новых технических решений. Предельно малые вес и потребляемая мощность, широкий круг измеряемых величин (вдобавок зачастую непрогнозируемый), необходимость обеспечения избирательности к определенному виду излучений и некритичность к интенсивному ультрафиолетовому излучению Солнца, чрезвычайно широкий диапазон измеряемых энергий частиц, простирающийся от единиц электрон-вольт до 10^{15} — 10^{16} эв,— все это привело к созданию нового направления ядерного приборостроения — разработке приборов для космических исследований.

Приборы для измерения радиации все шире используются и в биологии. Их применение в большой степени связано с методом «меченых» атомов, позволяющим быстро и точно измерять характеристики жизнедеятельности организма без нарушения его функций. В наиболее распространенных в настоящее время методах исследований используются низкоэнергетические β -излучатели C^{14} и H^3 . Для предельного уменьшения возмущающего действия радиации на живой организм исследователи стремятся использовать изотопы с наименьшей активностью. Это потребовало создания специальной аппаратуры, обладающей высокой чувствительностью.

Растворение исследуемой пробы в жидком сцинтилляторе позволило измерять активности препаратов по β -излучению низкой энергии, а выполнение кристаллов и умножителей больших размеров обеспечило надежные измерения предельно малых активностей. В качестве примера подобной аппаратуры можно привести установку УРБ-1, предназначенную для измерений абсолютной активности и оценки спектрального состава низкоэнергетических β -излучателей при растворении их в жидком сцинтилляторе. Охлаждение фотоумножителей и использование отбора совпадающих сигналов позволили довести чувствительность регистрации до единиц распадов в минуту. Приборы для измерений по методу меченых атомов широко используются также при определении эффективности удобрений и в борьбе с болезнями растений, для исследования процессов, связанных с обменом веществ, оценки износа деталей машин и механизмов.

В исследованиях по управляемому термоядерному синтезу необходимы комплексные диагностические исследования высокотемпературной плазмы. В термоядерных установках свыше 90% энергии, выделяющейся в плазменном шнуре, испускается в виде различного рода излучений. Поэтому аппаратура для исследования плотности потока, состава и энергетического распределения этих излучений, их зависимости от режимов работы камеры и других параметров экспериментальной установки имеет большое теоретическое и практическое значение.

Следует отметить, что экспериментальное исследование плазмы затрудняется не только неоднородностью и быстрым изменением ее состояния во времени, но также и требованием высокой вакуумной чистоты, ограничивающей введение в камеру установки датчиков измерительных устройств. С этой точки зрения исследования плазмы по рентгеновскому и нейтронному излучениям, позволяющие получать информацию на расстоянии, без введения

в камеру каких-либо дополнительных элементов, становятся особенно перспективными.

Измерение рентгеновского излучения плазмы позволяет судить об ее устойчивости, влиянии электронов на протекание разряда, о распределении силовых линий магнитного поля и об электронной температуре плазмы. Еще большее значение имеют и особенно будут иметь в будущем измерения плотности потока и энергетических спектров нейтронов.

Для диагностики высокотемпературной плазмы по проникающим излучениям было создано несколько измерительных установок. В качестве примера можно привести установку типа УДП, содержащую амплитудно-временной анализатор, сцинтилляционные гамма- и нейтронный датчики. В качестве нейтронного датчика в ней применена газовая сцинтилляционная камера, наполненная смесью гелия-3 с ксеноном.

ТЕХНОЛОГИЧЕСКОЕ ПРИБОРОСТРОЕНИЕ

Приборы для измерения ионизирующих излучений широко используются не только в научных исследованиях, но и в технике. Они позволяют упростить и усовершенствовать многие производственные процессы, ввести новые формы контроля, поднять производительность труда. Приборы, измеряющие радиацию, характеризуются бесконтактностью, быстродействием, возможностью непрерывного проведения замера и т. д. Все это делает их особенно перспективными в качестве первого звена в автоматических системах, обеспечивающих работу в условиях, опасных для жизни и здоровья людей, и освобождающих человека от тяжелого физического труда.

Прежде всего весьма широкое применение такие приборы для измерения ионизирующих излучений получили в самой атомной энергетике. При помощи радиометрической аппаратуры решаются многие задачи по контролю и управлению атомными реакторами, а также регулированию технологических процессов радиохимических производств. Так, мощность реактора, постоянная времени (период) реактора, а также его реактивность определяются путем измерения плотности потоков нейтронного и γ -излучений. Для этих целей выпускаются специализированные приборы.

Большая группа радиометрической аппаратуры используется в реакторной технике для обнаружения и определения местонахождения повреждений оболочек тепловыделяющих элементов реакторов. Методы контроля герметичности оболочек (системы КГО) основаны на измерении общей γ -активности теплоносителя, определении наличия в теплоносителе продуктов деления, выделения осколков деления и т. д. Проблемы, которые приходится решать при создании приборов, связаны прежде всего с необходимостью обеспечения высокой надежности, простоты обслуживания, радиационной прочности и долговечности в условиях повышенных радиационных полей, а иногда и в атмосфере, загрязненной парами и газами химически активных веществ. О значении приборов для контроля и регулирования режимов работы реакторов свидетельствует хотя бы тот факт, что стоимость лишь аппаратуры систем КГО достигает иногда 20% стоимости всего оборудования реактора.

Развитие атомной энергетики потребовало значительного расширения производства урана, а также поисков и разведки месторождений радиоактивных руд. Поиск и разведка урана и его добыча не могут быть осуществлены без соответствующей аппаратуры. В СССР разработана и выпускается многочисленная аппаратура, обеспечивающая выявление радиоактивных полезных ископаемых.

Одним из основных видов поисков месторождений радиоактивных руд является поиск их с самолета или вертолета. Самолеты оборудованы специальными высокочувствительными гамма-радиометрами, показания которых

автоматически записываются на ленте прибора совместно с показаниями высомотомера. Чувствительность этой аппаратуры позволяет выявлять превышение уровня радиации над фоновым всего на несколько процентов, а ее быстродействие составляет доли секунды.

Специальная высокочувствительная аппаратура создана и для оснащения отрядов полевой разведки при поиске залежей радиоактивных руд в движении с автомобиля. Разведка уже открытых аномалий (определение границ месторождения, измерение радиоактивности отдельных участков и т. д.) выполняется с помощью переносных портативных радиометров. Такие радиометры, регистрирующие превышение плотности потока γ -излучения, равное доле фоновых величин, созданы и широко эксплуатируются в геологических партиях. Среди приборов такого назначения можно назвать сцинтилляционный радиометр СРП-2 и радиометр РПП-1. Вес подобных приборов составляет 3—3,5 кг, а погрешность измерений 5%. Радиометры могут работать от внутренних батарей в течение нескольких десятков часов; они сохраняют устойчивую работоспособность при температурах -20 и $+50^\circ\text{C}$ и под дождем.

При разведке полезных ископаемых весьма важно знать глубину залегания месторождения, его границы, мощность и т. д. Для получения таких данных и количественной оценки концентрации радиоактивных залежей исследуется разрез скважин путем измерения плотности потока γ -излучения (гаммакаротаж). В скважину опускается детектор γ -излучения; по кабелю сигналы поступают в измерительное устройство, показания которого автоматически записываются на ленту самописца. Перемещаясь по скважине, счетчик фиксирует распределение в ней плотности потока γ -излучения. Отечественная промышленность выпускает переносные радиометры, рассчитанные на каротаж мелких скважин (глубиной 100—150 м), с диаметром зонда около 40 мм (например, приборы РКР, ПРКС) и крупные установки, размещаемые на автомашинах и предназначенные для каротажа скважин глубиной более 1 км (например, радиометр КРС).

Наконец, значительная группа радиометров создана для радиометрического обогащения урановых руд (рудосортировки); эти приборы управляют исполнительными механизмами, осуществляющими сортировку в зависимости от плотности потока или числа γ -квантов, прошедших через детектор.

Приборы для измерения ионизирующих излучений широко используются в самых различных областях народного хозяйства при решении задач контроля, управления и автоматизации технологических процессов*. Быстродействие, бесконтактность, высокая точность и надежность являются большими преимуществами приборов, основанных на ядерно-физических методах.

АНАЛИТИЧЕСКОЕ ПРИБОРОСТРОЕНИЕ

Одним из важных направлений ядерного приборостроения является аналитическое приборостроение, наиболее быстро развивающееся в последние годы. Приборы для определения состава, структуры и свойств веществ и материалов переходят из лабораторий в промышленное производство. Используя различия в схемах распада урана, тория и радия и в энергетических спектрах испускаемых ими излучений, советские ученые и инженеры создали приборы, позволяющие быстро и точно определять содержание этих элементов в пробах.

Современным лабораторным геофизическим радиометром является сцинтилляционная установка типа ЛСУ-5К, позволяющая проводить измерения содержания урана в пробах при концентрациях, близких к средней концентра-

ции урана (до 10-4%) в обычных минералах. В качестве других примеров лабораторного радиометра можно привести переносную установку РРС с батарейным питанием и с датчиками для различных измерений проб по β - и γ -излучению и установку типа АИ-8.

Однако анализом радиоактивных веществ далеко не ограничивается круг решаемых задач. Различие во взаимодействии ионизирующих излучений с веществом в зависимости от элементного состава вещества и способность атомов вещества под действием излучения испускать собственное излучение с характерной для каждого элемента энергией позволили создать приборы для анализа содержания в пробах многих элементов.

Ведущее положение среди ядерно-физических методов занимает активационный анализ, основанный на образовании радиоактивных элементов в пробе в результате ядерных реакций, происходящих при ее облучении потоком элементарных частиц. Наведенная активность пропорциональна числу ядер в пробе, на которых идет реакция; поэтому, предполагая неизменным изотопный состав веществ, по измеряемой активности можно рассчитать содержание данного элемента в пробе*.

Для измерения и идентификации наведенной активности разработаны целые комплексы измерительной аппаратуры, состоящие из спектрометрической многоканальной аппаратуры для анализа энергетических спектров γ - и β -излучения и периодов полураспада радиоактивных изотопов, приборов для выделения испускаемых при радиоактивном распаде каскадных γ -квантов и β -частиц путем регистрации бета — гамма- и гамма — гамма-совпадений. Использование многоканального анализатора в амплитудно-временном и временном режимах позволило применить для анализа также измерения γ -излучения радиационного захвата и неупругого рассеяния нейтронов.

В состав аппаратуры нейтронного активационного анализа входит дозиметрическая аппаратура для контроля радиационной обстановки, оценки загрязненности поверхностей, индивидуального дозиметрического контроля операторов, а также радиометрические приборы для измерения нейтронного потока во время облучения образца.

Современные многоканальные анализаторы частично облегчают обработку получаемых спектров: режим вычитания позволяет вычесть спектр фоновое излучения; интерпретации спектров помогает их нормировка по «живому» времени; режим амплитудно-временных измерений, при котором полное число каналов амплитудного анализатора разбивается на ряд групп (в которых последовательно во времени регистрируется выбранная часть спектра), дает возможность измерять период полураспада данного изотопа и т. д. Вывод информации осуществляется иногда непосредственно в счетно-решающую машину, которая обрабатывает результаты измерений по заданной программе и сразу представляет данные в виде весовых содержаний элементов в исследуемой пробе.

В последние годы промышленность начала выпускать системы, обеспечивающие качественное и полуавтоматическое проведение активационного анализа при минимальной затрате труда и времени как в стационарных условиях, так и в поле (например, транспортабельные лаборатории, располагаемые на автомашинах).

Приборы и установки активационного анализа уже сейчас применяются при определении в породах алюминия и кремния, что сократило трудоемкие лабораторные анализы по времени в 20 раз, для анализа смесей редкоземельных элементов и обнаружения примесей в таких металлах, как платина, золо-

* Нейтронные генераторы, применяемые для активационного анализа, рассматриваются в статье Г. И. Кирьянова и др. «Радиационная техника» (стр. 323 настоящего издания).

то, вплоть до одной стомиллиардной доли грамма. Эти же приборы позволяют определять минимальные загрязнения и равномерность распределения легирующих примесей в полупроводниках; их чувствительность может показаться фантастической — 10^{-5} — 10^{-11} г вещества примеси.

Высокопроизводительная и чувствительная аппаратура создана и на основе других ядерно-физических методов анализа вещества. Например, для анализа проб на содержание определенных элементов были выполнены и нашли применение приборы, использующие рентгенорадиометрический метод и фотонейтронные реакции.

На основе метода возбуждения вторичного излучения, имеющего линейчатый энергетический спектр с энергией, определенным образом связанной с атомным номером элементов, входящих в пробу, созданы приборы бескристалльного рентгенорадиометрического анализа. Принцип их действия заключается в следующем: источник излучения, помещенный в защитном экране с коллиматором, облучает контролируемую пробу. Возникающее вторичное (характеристическое) излучение воздействует на детектор и создаваемые в нем сигналы подвергаются амплитудному анализу. Использование в качестве детекторов пропорциональных или сцинтилляционных счетчиков и амплитудного анализатора позволяет выделять характеристическое излучение и повышает в 10^5 — 10^6 раз светосилу по сравнению с рентгеновскими кристаллическими спектрометрами. Благодаря этому в качестве источника излучений вместо рентгеновской трубки — дорогостоящего, громоздкого и сложного устройства — используется радиоактивный изотоп. Подобные установки удобны не только для лабораторного, но и для производственного анализа. Так, прибор для рентгенорадиометрического анализа руд, минералов и концентратов на тяжелые элементы РАП-8 позволяет определить с точностью не хуже 10% содержание элементов с атомным номером от 29 до 80; продолжительность анализа пробы на отдельный элемент не превышает 8—10 мин.

На использовании различия вероятности взаимодействия медленных нейтронов с ядрами разных элементов созданы приборы, позволяющие определять содержание в пробах бора, лития, кадмия и некоторых других элементов. При раздельном присутствии этих элементов в пробе они могут быть обнаружены в количестве лишь тысячных долей грамма. Так, время измерения на установке «Нейтрон» составляет только 5—10 мин; в этом случае такие продукты, как окись лития, определяются в руде с точностью до 5% при содержании всего 0,1%.

Основой современного приборостроения является использование последних научных достижений. Характерным примером может служить прибор для определения содержания окисного олова в порошковых пробах, основанного на эффекте Мёссбауэра (резонансного рассеяния и поглощения γ -излучения) на ядрах Sn^{119} . По смещению резонансной линии или по ее расщеплению судят о виде химического соединения, а по интенсивности линий — о содержании олова.

В приборах, построенных по такому принципу, γ -кванты от источника излучения, составляющего резонансную пару с контролируемым элементом, проходят через пробу, частично поглощаясь, и регистрируются детектором и блоком регистратора. Источник излучения при помощи специального механизма (вибратора) перемещается относительно среды со скоростью, достаточной для расстройки от резонанса. По результатам измерений плотности потока при неподвижном и движущемся источнике определяется концентрация олова. На рис. 4 показан один из таких приборов — МАК-1.

Применение этих приборов, обладающих высокой чувствительностью и обеспечивающих экспрессность измерений, позволяет заменить трудоемкий химический анализ, ускоряет работы при поиске, разведке и переработке оловянных руд и дает большой экономический эффект.

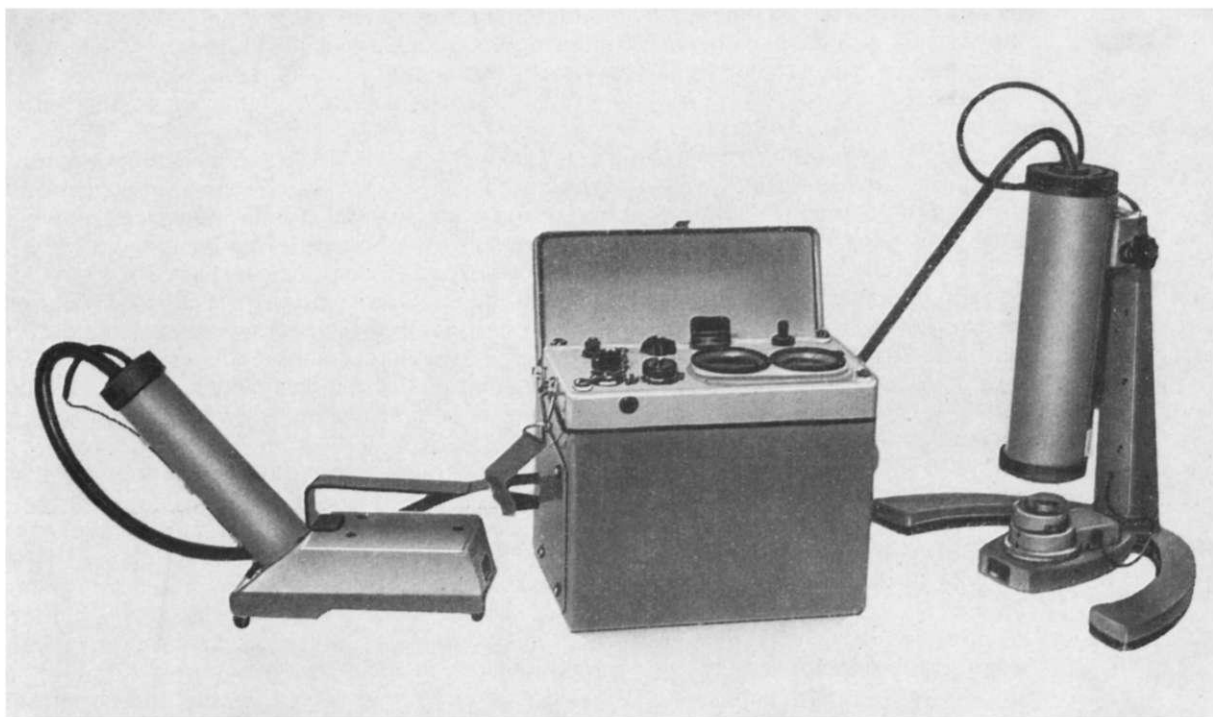


Рис. 4. Прибор для анализа содержания олова МАК-1.

ПРИБОРОСТРОЕНИЕ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ

Промышленное применение ядерной энергетики и использование излучений в различных областях науки потребовали осуществить широкую программу мероприятий по защите людей, работающих с ионизирующими излучениями или находящихся под их воздействием. В значительной степени эти мероприятия связаны с созданием необходимых приборов и установок, решающих следующие основные задачи:

а) контроль за работой технологических приспособлений, ограничивающих выход радиоактивных продуктов в окружающую среду (выбросы в атмосферу, сбросные воды и т. д.);

б) контроль за уровнем излучений, действующих на персонал, измерение доз, степени радиоактивности загрязнений и пр., т. е. обеспечение наблюдения за уровнем радиации и оповещения о его повышении.

Степень поражающего действия радиоактивных излучений должна учитываться с достаточной точностью, а нормы по допустимому уровню радиации установлены весьма жесткими. В настоящее время в СССР созданы и серийно выпускаются чувствительные и надежные приборы для служб радиационного контроля и дозиметрии.

Наиболее массовым является производство индивидуальных дозиметров для контроля величины дозы, воздействующей на организм каждого из людей, связанных с ионизирующими излучениями. Характерный пример такого дозиметра — прямопоказывающее устройство ДК-0,2, измеряющее дозы от 10 до 200 *мрад*. Основу дозиметра составляет малогабаритная ионизационная камера. На электроды камеры подается фиксированное напряжение, умень-

шение которого во времени пропорционально дозе облучения. Отсчет величины дозы производится по миниатюрному электроскопу, вмонтированному в дозиметр. Конструктивно дозиметр выполнен в виде авторучки; вес его составляет всего 23 г, а объем — 20 см³. Погрешность измерения дозы не превышает $\pm 15\%$.

Еще более просты по устройству дозиметры без непосредственного отсчета. Например, в конденсаторных камерах комплекта КИД-2 доза определяется на едином зарядно-измерительном пульте по убыли заряда. Пределы измерений составляют 0,02—2 рад при погрешности не более $\pm 15\%$.

Развитие работ в направлении уменьшения веса дозиметров и их объема, а также повышения точности и чувствительности привело к использованию термолуминесцентных дозиметров. Определенные вещества, такие, как фтористый литий или специальные стекла, при нагревании испускают свет, общее количество которого пропорционально воздействующей дозе. Такие радиометры предельно просты и имеют объем лишь доли кубического сантиметра.

Для контроля мощности дозы, создаваемой источниками ионизирующих излучений на рабочих местах, на территории предприятий и лабораторий, выпускаются переносные и стационарные приборы. На рис. 5 показан один из таких приборов типа СГД-1.

В последнее время вместо разрозненных стационарных приборов созданы единые централизованные системы, позволяющие накапливать данные от нескольких десятков детекторов, расположенных в различных точках территории. Это позволяет получать информацию о радиационной обстановке по всему объекту в целом и принимать меры по обеспечению необходимой защиты и безопасности. Примерами таких установок являются стационарный сигнально-измерительный 26-канальный радиометр УСИТ-1 (рис. 6) и его модификации.

Для внешнего дозиметрического контроля предприятий на больших расстояниях используются многоканальные дозиметрические системы с бескабельной радиосвязью измерительного пульта и датчиков. Центральный пульт одной из таких установок обеспечивает прием и обработку информации от датчиков, удаленных на расстояние до 20—25 км.

Разнообразная аппаратура разработана для измерения малых концентраций радиоактивных изотопов в воде и воздухе и определения уровня загрязненности одежды, поверхностей предметов и различных частей тела.

Источником радиоактивных аэрозолей и газов могут явиться предприятия по добыче и переработке радиоактивных руд, обогащению урана, радио-



Рис. 5. Измеритель мощности дозы СГД-1.

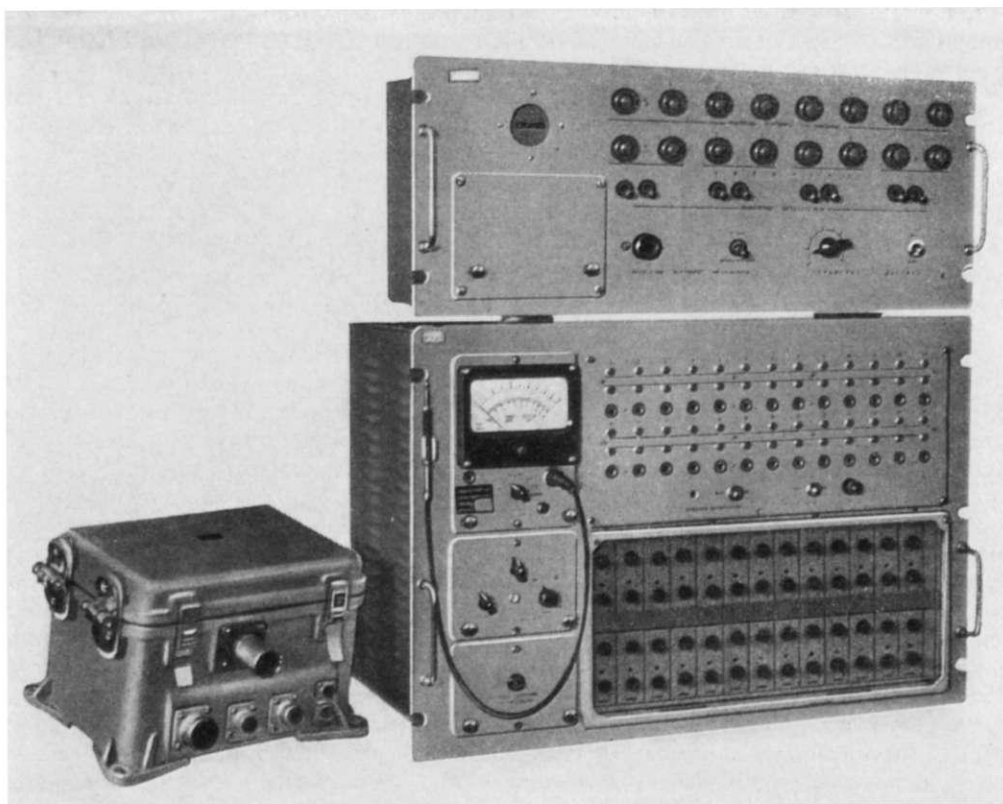


Рис. 6. Многоканальный радиометр УСИТ-1.

химические заводы по переработке ядерного горючего, атомные реакторы и атомные электростанции. Диапазон активности аэрозолей, подлежащий измерению, очень широк: от 10^{-5} до 10^{-15} *кюри/л* (предельно допустимые концентрации для населенных пунктов). Особенно значительные трудности возникают при контроле малых активностей, поскольку естественная фоновая активность атмосферы может заметно превышать измеряемые величины.

В современных приборах нашли применение различные методы концентрирования измеряемых проб (например, осаждение аэрозолей на фильтрующей ленте при прокачке контролируемого воздуха). Это резко повышает чувствительность аппаратуры и позволяет измерять предельно малые концентрации радиоактивных веществ в воздухе. Так, в СССР для определения концентрации α - и β -активных аэрозолей выпускаются приборы типа 9063-01 (с минимальной измеряемой концентрацией α -активных изотопов до $2 \cdot 10^{-15}$ *кюри/л* и β -активных изотопов — 10^{-13} *кюри/л*), переносные приборы типа РВ-3 (с чувствительностью $5 \cdot 10^{-13}$ *кюри/л* для α -активных и $5 \cdot 10^{-12}$ *кюри/л* для β -активных изотопов), приборы для контроля радона в горных выработках (с чувствительностью $5 \cdot 10^{-12}$ *кюри/л*).

Выпускаются также приборы для радиометрии жидких сред. Наряду с устройствами, в которых осуществляется «прямое» определение концентрации радиоактивных веществ в растворах и обеспечивается быстрая выдача показаний, выпускаются приборы с концентрированием радиоактивных элементов (на сорбенте). Это позволило повысить чувствительность измерений.

Так, переносный прибор для измерения загрязненности воды ИВП-2 позволяет определять β -активность, а стационарный прибор РАБС-2 — β - и α -активность растворов вплоть до уровней 10^{-10} кюри/л.

В последние годы разработаны десятки различных типов приборов дозиметрического контроля и контроля загрязненности, которые позволяют избежать опасных воздействий облучения на персонал.

КАЧЕСТВЕННОЕ ИЗМЕНЕНИЕ ПРИБОРОВ

Достижение высоких эксплуатационных параметров аппаратуры неразрывно связано с совершенствованием технической базы приборостроения — детекторов и элементов схем, из которых строятся приборы и установки.

Значительно расширилась номенклатура детекторов ионизирующих излучений, используемых в аппаратуре. Еще десятилетие назад в радиометрических приборах применялись в основном газонаполненные ионизационные детекторы: счетчики Гейгера — Мюллера, ионизационные камеры, пропорциональные счетчики (рис. 7). Хотя они и позволили решить многие задачи, их характеристики далеко не идеальны. Так, счетчики Гейгера — Мюллера, вырабатывающие равные по величине сигналы при регистрации любой частицы или γ -кванта, обладают большим «мертвым временем», малой эффективностью регистрации γ - и нейтронного излучения и заряженных частиц с низкой энергией. Ионизационные камеры и пропорциональные счетчики хотя и позволяют осуществлять анализ излучений по энергиям, но обладают малым быстродействием и небольшой амплитудой сигналов, что приводит к усложнению регистрирующей аппаратуры.

Резко повысилась чувствительность и эффективность регистрации излучений, особенно γ - и нейтронного излучения, в результате применения сцинтилляционных счетчиков. В этом детекторе, обладающем спектрометрическими свойствами, под действием излучения возникают световые вспышки; эти вспышки превращаются фотоэлектронным умножителем в электрические импульсы, причем число вырвавшихся из фотокатода электронов увеличивается в процессе умножения более чем в миллион раз. Поскольку длительность световых вспышек в сцинтилляторе очень мала, временная разрешающая способность сцинтилляционных счетчиков на несколько порядков выше, чем счетчиков Гейгера — Мюллера. В то же время амплитуда выходных сигналов достигает нескольких вольт.

В настоящее время наша промышленность выпускает несколько десятков типов фотоумножителей разных размеров, в том числе фотоумножители с высоким энергетическим и временным разрешением; время нарастания импульса в таких фотоумножителях, как, например, ФЭУ-36, не превышает 0,002 мксек. Кроме того, выпускаются многочисленные сцинтилляционные материалы: твердые (монокристаллы иодистого натрия и иодистого цезия объемом от 2 до 3000 см³, кристаллы антрацена, сцинтиллирующие пластмассы и т. д.), жидкие и газообразные.

Разработаны и внедрены в практику приборостроения новые перспективные детекторы — полупроводниковые. По своим параметрам аппаратура с полупроводниковыми детекторами может успешно конкурировать с магнитными спектрометрами, несколько уступая им в разрешающей способности, но значительно опережая в светосиле. Так, приборы с электронно-дырочными детекторами позволяют разделять излучение с энергиями, различающимися на доли процента. Кроме того, приборы с полупроводниковыми детекторами по своим габаритам во много раз меньше магнитных спектрометров, существенно проще в эксплуатации и значительно дешевле их. Это дает возможность применять их в производственных лабораториях и промышленности.

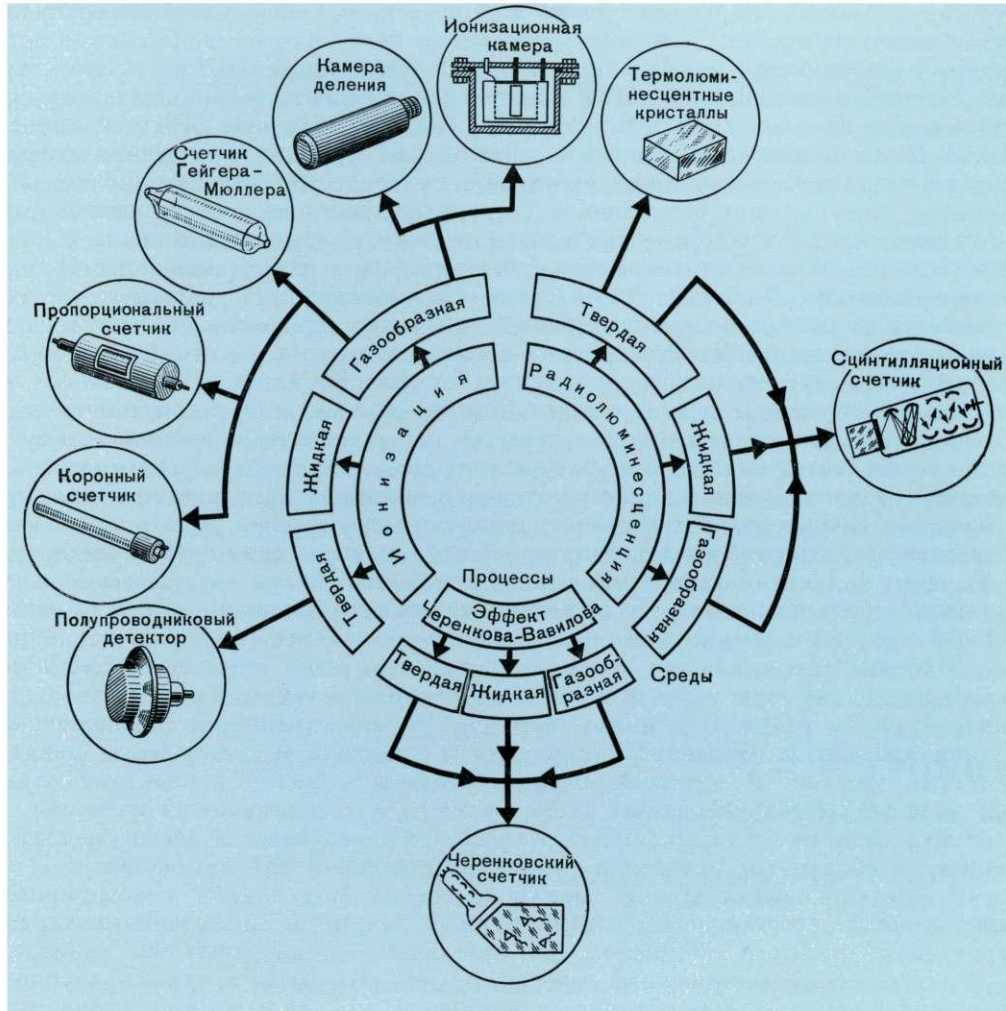


Рис. 7. Классификация основных типов детекторов ионизирующих излучений.

Использование свечения Вавилова — Черенкова позволило создать счетчики Черенкова — эффективное средство регистрации заряженных частиц высокой энергии.

Сильно изменилось за последние годы и схемное построение аппаратуры. Еще десятилетие назад основными активными элементами, использовавшимися при выполнении приборов, были вакуумные лампы. В конце 50-х годов на смену громоздким и малонадежным ламповым схемам пришли схемы на полупроводниковых приборах, а затем и на магнитных сердечниках. Это позволило резко сократить габариты аппаратуры и потребляемую ею энергию для питания. Если ламповые приборы потребляли мощность в сотни ватт, мощность, потребляемая современными приборами, измеряется единицами, а зачастую и долями ватта. Одна из разновидностей полупроводниковых приборов — туннельные диоды — позволила значительно повысить быстродействие схем, доведя разрешающее время до 10^{-9} сек.

Значительного сокращения числа активных элементов и повышения надежности достигли применением в устройствах с большим объемом памяти магнитных сердечников с прямоугольной петлей гистерезиса (ППГ) и параметронов. Магнитные сердечники с ППГ в отсутствие внешнего тока обладают двумя состояниями намагниченности и способны хранить элементы двоичной информации. На активные элементы возлагается только функция считывания информации с сердечников и записи новых данных в момент воздействия входных сигналов. Еще большие возможности создают параметроны — быстродействующие элементы с LC -контуром, в котором или емкость, или индуктивность меняет свою величину под действием управляющего сигнала. Двум возможным фазам установившихся колебаний соответствуют значения 0 и 1 двоичного числа. Однако на параметронах, не содержащих активных элементов, можно производить суммирование чисел, так что число активных элементов в приборах сводится к минимуму.

Чем ответственнее задачи, возлагаемые на приборы измерения ионизирующих излучений, тем сложнее, как правило, их устройство и тем из большего числа компонентов состоит аппаратура. Современные приборы для измерения ионизирующих излучений зачастую содержат сотни, а иногда и тысячи полупроводниковых диодов и триодов, до десятка тысяч других радиотехнических деталей — резисторов, конденсаторов, трансформаторов и т. д. В то же время чем шире применение аппаратуры, тем должны быть ниже трудоемкость изготовления приборов, выше их надежность, проще ремонт.

Преодоление противоречия между возрастающей сложностью аппаратуры и необходимостью снижения стоимости ее изготовления и эксплуатации привело в последние годы к значительным изменениям в технологии производства аппаратуры, к разработке новых методов. Первым процессом, позволившим механизировать изготовление аппаратуры и повысить ее надежность, явился печатный монтаж. В печатных схемах соединения между элементами образуются нанесением проводящих слоев вещества на изоляционный материал — керамику, пластмассу и др.; пайка деталей, установленных в печатную плату, производится единым процессом, легко поддающимся автоматизации.

Следующий значительный шаг — внедрение модульного конструирования. Сущность его заключается в том, что различные по назначению и характеристикам приборы собираются из отдельных, стандартных по размерам и конструктивно завершенных ячеек-модулей. Каждый из таких модулей выполняет элементарную функцию в приборе. В модуле стремятся разместить детали так, чтобы достичь повышенной плотности монтажа — до 0,5—1,0 детали в 1 см^3 . Например, в спичечной коробке объемом 25 см^3 можно поместить 15—25 деталей, т. е. схему простейшего радиометра.

Модульное конструирование позволило существенно уменьшить габариты приборов, а унификация функциональных элементов, изготавливаемых в условиях специализированного производства типовыми технологическими процессами, явилась одним из основных путей повышения надежности и снижения стоимости приборов для измерения ионизирующих излучений, выпускаемых широкой номенклатурой при относительно небольшой серийности каждого из видов приборов.

Дальнейшее повышение плотности монтажа и снижение трудоемкости изготовления аппаратуры связано с использованием микромодулей. В этом случае функциональные элементы набираются из тонких керамических плат стандартных размеров с установленными на них микродетальками; платы соединяются по бокам проводниками, и весь микромодуль герметизируется компаундом. Плотность монтажа в таких элементах достигает 3—10 деталей в 1 см^3 .

Однако достигнутые параметры по надежности, стоимости, плотности монтажа не удовлетворяют конструкторов радиометрической аппаратуры. Успехи современной физики позволяют сделать следующий шаг — перейти

к микроминиатюризации элементов с использованием тонких пленок и твердых схем. Так, в последнем случае в полупроводниковом кристалле создаются различные зоны проводимости и их сочетания образуют электронный функциональный узел. Плотность монтажа в таких устройствах, когда один кристалл заменяет целый электронный блок, достигает сотен деталей в 1 см^3 , а отсутствие паяных соединений значительно повышает надежность схем. Сейчас начаты интенсивные исследования в этом чрезвычайно перспективном направлении конструирования аппаратуры.

В заключение следует отметить, что ядерное приборостроение, несмотря на значительные успехи в развитии, все еще находится в стадии становления, и его основных достижений следует ожидать в будущем. Возможность осуществить с помощью ядерно-физической аппаратуры автоматизацию и ускорить различные технологические процессы и измерение большого числа физических и химических величин определяет широкие перспективы развития ядерного приборостроения. Многие проблемы, которые будут решены с помощью приборов, измеряющих ионизирующие излучения, сегодня могут показаться фантастическими. Однако так же, как сегодня мы говорим о рентгеновской астрономии, измерении температур в миллионы градусов и об определении состава пород поверхности Луны, вскоре могут оказаться решенными такие задачи, как связь и передача информации при помощи ионизирующих излучений в космическом пространстве и на других планетах, а также полная автоматизация управления атомными и термоядерными электростанциями. К этому приведет творческий труд инженеров, ученых и рабочих, развивающих отечественное ядерное приборостроение.

АТОМНАЯ ЭНЕРГИЯ В БИОЛОГИИ И МЕДИЦИНЕ

*В. В. БОЧКАРЕВ, Н. Г. ДАРЕНСКАЯ, В. М. КОЗЛОВ,
А. Н. МАРЕЙ, Р. В. ПЕТРОВ, В. Н. ПРАВЕЦКИЙ,
Е. Ф. РОМАНЦЕВ, В. В. СЕДОВ, В. Г. ХРУЩЕВ*

Человек существует в условиях постоянного воздействия ионизирующих излучений. Источниками этих излучений являются природные радиоактивные вещества (уран, калий и их дочерние продукты), космическое излучение, которое в какой-то мере определяет уровень ионизации на Земле; рентгеновское излучение, применяемое в диагностических и терапевтических целях; искусственные радиоактивные изотопы, используемые в различных сферах народного хозяйства.

Источники ионизирующих излучений в настоящее время интенсивно изучаются. Определяется степень вредности и полезности их для человека. Разрабатываются достаточно эффективные меры защиты как для тех, кто непосредственно работает с радиоактивными веществами, так и для всего населения.

В связи с постоянно существующим естественным фоном радиации контакт живых организмов, в том числе и человека, с ионизирующими излучениями не представляет собой какой-то эволюционной неожиданности. Жизнь развивалась в условиях этого природного фона. Принципиальна количественная сторона этого контакта. Естественные уровни радиации на земном шаре характеризуются величинами меньше или около $0,180\text{ р}$ за год. В промышленности, медицине и других сферах деятельности современный человек имеет дело с мощностями излучения, составляющими сотни, тысячи и десятки тысяч рентген в минуту.

Открытие и использование ионизирующих излучений и изотопов с установлением еще в конце прошлого столетия повреждающего действия этого вида излучений на биологические объекты,— основной фактор или причина возникновения и развития радиобиологии и радиационной медицины. Широкое развитие атомной промышленности и использование радиоактивных изотопов в различных сферах человеческой деятельности способствовали учащению контактов человека с ионизирующими излучениями на производстве, в быту, в лечебных учреждениях. Биологи и медики стали изучать действие нового биологически активного фактора; возникли и развились радиобиология и радиационная медицина.

Однако кроме этого основного фактора возникновения и развития радиобиологии и радиационной медицины можно выделить еще три.

1. Возможность искусственного получения радиоактивных изотопов, самых разнообразных меченых соединений, лекарственных препаратов, аминокислот, витаминов, гормонов и других важных в медико-биологическом отношении препаратов. Родилась новая отрасль — производство изотопов и меченых соединений для медико-биологических целей.

2. Использование изотопов и излучений для диагностики и лечения различных болезней; оформились центральные проблемы медицинской радиологии — радиоизотопная диагностика и рентгенорадиотерапия.

3. Использование изотопов и излучений в научных целях для медицинских и биологических исследований (с помощью изотопов открыты кардинальные медико-биологические закономерности).

Быстрое развитие по всем направлениям медицинской радиологии и радиобиологии в нашей стране стало возможным благодаря творческому участию в этой работе представителей многих специальностей: медиков, биологов, биофизиков, физиков, радиохимиков, техников и др.

БИОЛОГИЧЕСКОЕ ДЕЙСТВИЕ ИЗЛУЧЕНИЙ

Первые сведения о биологическом действии излучения были получены вскоре после открытия рентгеновских лучей, явления радиоактивности и выделения полония и радия. Было отмечено сильное и своеобразное действие излучений на биологические объекты и показано значение новых видов излучений для диагностики и лечения различных заболеваний. Развитие радиобиологии обусловлено применением излучений в медицине. Это и определило особенности биологических исследований в первый период ее развития. Основное внимание уделяли изучению изменений, развивающихся в организме животных и человека после локальных лучевых воздействий. Было изучено влияние излучений на функциональное состояние и структуру некоторых органов и тканей.

Представляют интерес исследования, впервые показавшие способность рентгеновских лучей тормозить рост костей у молодых животных при воздействии на эпифизарный ростковый хрящ. Большое значение имеют исследования, выявившие стерилизующее действие рентгеновских лучей на организм животных, а также влияние излучений на кровь и кроветворные органы. Таким образом, первый этап развития радиобиологии характеризовался накоплением отдельных наблюдений о биологическом действии излучений. Отсутствие точных методов дозиметрии затрудняло оценку биологического эффекта излучений на строгой количественной основе.

Выдающиеся достижения ядерной физики в 30—40-е годы нашего столетия положили начало второму этапу развития радиобиологии. Увеличился объем радиобиологических исследований и изменился их характер. Для этого периода развития радиобиологии характерно изучение общих закономерно-

стей биологического действия излучений на основе точных дозиметрических данных.

Уже первые количественные эксперименты по облучению животных поставили перед радиобиологами и биохимиками интереснейший вопрос: почему незначительное количество поглощенной тканью энергии, которое имеет место при облучении млекопитающих рентгеновским или γ -излучением в дозе 400—800 р, вызывает нарушение обменных процессов и ведет к гибели животных.

Важный вклад в понимание биологического действия излучений внесли советские исследователи.

В настоящее время можно считать доказанным, что при взаимодействии всех видов ионизирующих излучений (α -, β -частицы, γ - и рентгеновское излучение, нейтроны) с тканью в конечном счете образуются ионизованные и возбужденные атомы и молекулы. Именно образование таких молекул искажает нормальное течение биохимических процессов.

Например, в результате взаимодействия кванта энергии с молекулами воды (в тканях ее содержится около 70%) образуются радикалы (OH , HO_2) и перекиси (H_2O_2 , H_2O_4) — химически весьма активные соединения, способные взаимодействовать с рядом биологически важных молекул.

Возможно и прямое действие ионизирующей радиации на биосубстраты клетки. Согласно Б. Н. Тарусову, в результате первичных процессов ионизации и образования радикалов могут возникнуть очень активные молекулы, служащие инициаторами цепных реакций. Некоторые из этих реакций характеризуются образованием неразветвляющихся цепей и быстро затухают, а в ходе других образуются разветвляющиеся цепи. В результате таких цепных реакций могут возникнуть нарушения в обменных биохимических процессах.

Безусловно, особый интерес представляют нарушения в обмене нуклеопротеидов — главных составных частей клеточных ядер. Как известно, нуклеопротеиды представляют собой сложные белки, в состав которых входят высокополимерные нуклеиновые кислоты, играющие исключительную роль в синтезе белка. Поэтому радиационные повреждения в обмене нуклеиновых кислот сильнейшим образом влияют на весь процесс радиационного повреждения.

Деполимеризация дезоксирибонуклеиновой кислоты (ДНК) — одна из самых ранних ответных реакций на облучение. К числу ранних изменений относятся также отщепление от ДНК пуриновых оснований, фосфатных остатков и нарушения в процессах окислительного фосфорилирования.

На Международном симпозиуме радиобиологов, состоявшемся в Москве в 1960 г., была показана важная роль в патогенезе лучевой болезни нарушений обмена липопротеинов.

В настоящее время установлено влияние на биологический эффект различных физических и биологических факторов. Существенными являются вид излучения, особенности пространственного распределения поглощенной энергии, величина дозы и длительность времени облучения. Реакция живых организмов на действие излучения определяется также и биологическими факторами: радиочувствительностью тканей, видовой и индивидуальной радиочувствительностью. Оказывают влияние пол, возраст, исходное функциональное состояние организма. Кроме того, отмечены суточные и сезонные колебания радиочувствительности.

Особенности биологического эффекта во многом зависят от вида излучений, энергии частиц или квантов, их проникающей способности и характера пространственного распределения. Значение одного из этих факторов может быть показано на примере сопоставления поражающего действия излучений в условиях одностороннего неравномерного и многостороннего равномерного рентгеновского облучения живых организмов. При облучении собак в равно-

мерном поле наблюдается большой (примерно в два раза) биологический эффект.

Величины ЛД₅₀ [летальной (смертельной) дозой ЛД₅₀ называют дозу, облучение в которой вызывает гибель половины животных] для собак оказываются равными для неравномерного и равномерного облучения соответственно 430 и 230 р.

Для сравнения биологического действия разных видов излучения в радиобиологии введено понятие относительной биологической эффективности (ОБЭ). Коэффициент ОБЭ обозначает величину биологической эффективности рассматриваемого излучения относительно эффекта рентгеновского или γ -излучения для определенной биологической системы и определенных условий эксперимента.

Если за единицу принять биологическую эффективность γ -излучения кобальта-60, то коэффициент ОБЭ для других видов излучения будет колебаться в таких пределах: рентгеновское излучение с энергией 180—250 кэв 1,0—2,0; тормозное излучение с энергиями 1,0—70,0 Мэв 0,5—1,0; быстрые электроны с энергиями 1,0—31,0 Мэв 0,6—0,8; быстрые нейтроны 1,2—15,0; медленные нейтроны 1,6—3,8; протоны 126—660 Мэв 0,5—1,0; α -частицы и ядра отдачи $[B^{10}/(n\alpha) Li^7]$ 1,3—3,5; тяжелые частицы 1,0—2,0.

Зависимость биологического эффекта от дозы облучения для разных биологических объектов имеет различный характер. Существенно отличаются реакции одноклеточных и простейших биологических объектов от реакции млекопитающих на различные по дозе лучевые воздействия.

Существенное влияние на биологический эффект оказывает и распределение дозы во времени. Биологический эффект зависит от того, как совершается облучение: однократно в течение малого времени с большой мощностью дозы или протяженно с малой мощностью дозы; однократно или фракционированно. Отмечено снижение биологического эффекта при протяженных или фракционированных воздействиях.

Одна из наиболее важных задач, стоящих перед радиобиологией,— это проблема биологической защиты живых организмов и главным образом человека от вредного действия ионизирующей радиации. С проблемой защиты окружающих здоровых тканей приходится сталкиваться и при облучении опухолей в больших дозах с лечебными целями.

Новые задачи встали перед радиобиологией и в связи с необходимостью обеспечения радиационной безопасности космических полетов (вопросы комбинированного действия излучения и других факторов космических полетов, влияние длительного облучения и т. д.).

В настоящее время в Советском Союзе и за рубежом созданы радиопротекторы, предупреждающие развитие лучевых поражений, и лечебные препараты.

ПРОИЗВОДСТВО ИЗОТОПОВ И МЕЧЕНЫХ СОЕДИНЕНИЙ ДЛЯ МЕДИКО-БИОЛОГИЧЕСКИХ ЦЕЛЕЙ

Можно выделить четыре основных направления применения изотопов в здравоохранении: в научных медико-биологических исследованиях, в радиоизотопной диагностике, в терапии и, наконец, в лучевой стерилизации медикаментов, перевязочных материалов и т. д.

Использование меченых соединений в медико-биологических исследованиях позволяет выявлять тончайшие эффекты в физиологических и биологических процессах, в биохимии, токсикологии и т. д., изучать механизмы действия лекарств и проводить другие актуальные исследования. В этих целях применяются сотни меченых разными изотопами соединений.

Радиоизотопная диагностика, будучи точным и объективным методом исследования больных, давая не только качественные, но и строго количественные результаты, открыла широкие перспективы в изучении заболеваний сердечно-сосудистой, эндокринной и костной систем, легких, печени, почек, желудочно-кишечного тракта. В клинической диагностике успешно применяются десятки различных радиоактивных препаратов, главным образом с короткоживущими изотопами и в малых по активности дозах (обычно от 1 до 100 *мккюри*). Последнее обстоятельство создает предпосылки для самого широкого применения в клинике диагностических радиоактивных препаратов.

Радиотерапевтическое применение изотопов значительно повысило эффективность методов лечения прежде всего опухолевых заболеваний, расширило круг показаний к лучевой терапии и применению комбинированных методов лечения. Радиотерапия в ряде случаев стала радикальным средством лечения. Здесь применяются инъекционные препараты и аппликаторы активностью от единиц до сотен милликюри, а также источники излучения (кобальт-60, цезий-137), используемые в телерадиевых аппаратах.

Наконец, как уже говорилось, мощные изотопные источники γ -излучения (до сотен и тысяч килограмм-эквивалентов радия) служат для лучевой стерилизации. Лучевой стерилизации успешно можно подвергать перевязочные материалы и хирургические изделия, бактериальные препараты и отходы бактериологического производства, а также некоторые лекарственные средства, не выдерживающие термической стерилизации. Это направление применения радиоактивных изотопов весьма перспективно и широко развивается в нашей стране.

В Советском Союзе массовый выпуск радиоактивных изотопов начался с 1948 г. Некоторые радиоактивные препараты с фосфором-32, иодом-131, кобальтом-60, натрием-24 и золотом-198 применяются в отечественном здравоохранении 17—18 лет. Сначала для лечения использовались γ -источники, в основном из кобальта-60. Первые в нашей стране телерадиевые аппараты были оснащены кобальтовыми ампулами (9—11 *г.экв* радия на каждое кольцо аппарата), а затем и радиотерапевтические установки ГУТ-20, ГУТ-400. В последние годы разработаны и выпускаются промышленностью мощные γ -терапевтические аппараты «Луч» (статический) и «Рокус» (ротационно-конвергентный). В медицинских учреждениях уже действует около 30 таких аппаратов с активностью по 4 тыс. *кюри* кобальта-60.

С 1949 г. регулярно выпускаются кобальтовые иглы и аппликаторы для онкологии (комплекты, содержащие 178 типоразмеров γ -источников общей активностью 0,8 *г.экв* радия) в специальных контейнерах-сейфах. Начат массовый выпуск аналогичных аппликаторов на основе цезия-137 (рис. 1).

Расширяются выпуск и применение открытых радиоактивных препаратов.

На первой Всесоюзной конференции по применению радиоактивных и стабильных изотопов и излучений в народном хозяйстве и научных исследованиях сообщалось, что номенклатура выпускаемых в СССР соединений с радиоактивными изотопами в 1957 г. составляла 284 наименования. В настоящее время их выпускается около тысячи. Большое число из них предназначено для медицинского применения.

Последние годы в Советском Союзе особое внимание уделялось разработке методов получения радиоактивных препаратов с высокой удельной активностью, радиохимической и радиоизотопной чистотой для научных исследований в медицине, а также созданию различных лечебно-диагностических, в том числе оригинальных отечественных радиоактивных препаратов для клиники.

Если десять лет назад выпускалось всего восемь наименований лечебно-диагностических препаратов (не считая источников), то сейчас кроме сотен меченных углеродом, серой и тритием соединений, нужных для медико-биологических исследований, выпускается более 70 специализированных радиоактив-

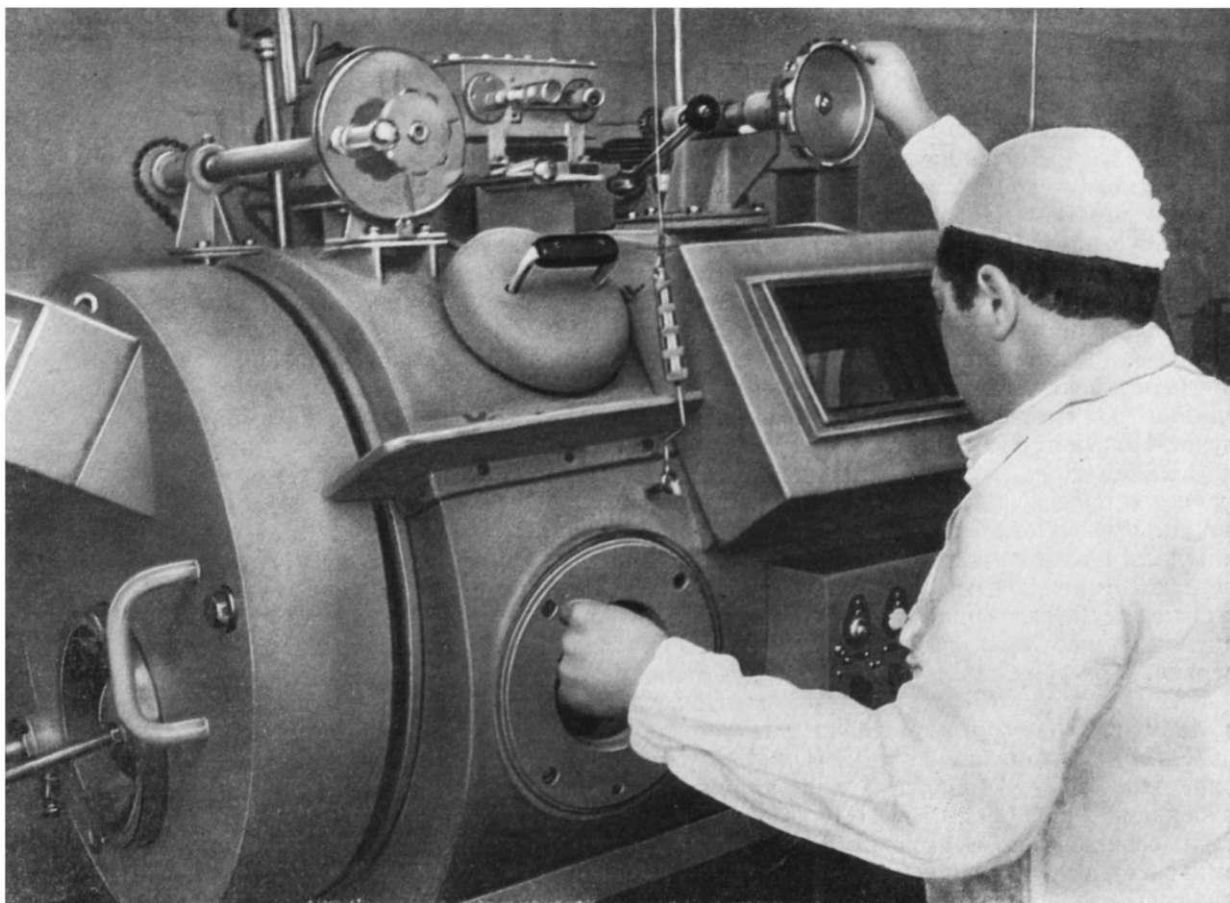


Рис. 1. Бокс для приготовления источников излучения.

ных препаратов для клинического применения. Эти препараты и изделия метятся более чем двадцатью различными изотопами, обладающими разными периодами полураспада (от двухчасового фтора-18 до долгоживущих кобальта-60, цезия-137 и стронция-90), типами и энергией излучения (рис. 2).

Наряду с давно вошедшими в клиническую практику препаратами (натрий-24, фосфор-32, кобальт-60, иод-131, золото-198) разработаны и выпускаются различные изотонические инъекционные и коллоидные растворы и суспензии, рассасывающиеся в организме препараты с разными изотопами, йодированные красители, белки, масла и т. д., разного рода дискретные препараты — иглы, зерна (для введения в ткани и полости организма), кожные и глазные аппликаторы и т. д.

Например, натрий-24 выпускается в виде таблеток хлористого или углекислого натрия, а также стерильного изотонического раствора хлорида натрия; фосфор-32 — в виде натрия фосфорнокислого двузамещенного, в том числе изотонического раствора, а также коллоидных растворов. Поставляются изотонические растворы с калием-42 и кальцием-45 (хлориды), хромом-51 (натрий хромовокислый и хром хлористый), цитрат железа-59, витамин В₁₂ с кобальтом-58 и кобальтом-60. Выпускаются также короткоживущие мышьяк-76 (мышьяковистый ангидрид) и мышьяк-77 без носителя в солянокислом растворе,

Рис. 2. Синтез меченых органических соединений.



бромиды с бромом-82, коллоидные растворы иттрия-90, иттрий в глюкозе, стержни из иттрия-90, воздушно-ксеноновая смесь с ксеноном-133 и др.

Кроме широко известного коллоидного золота-198 готовят коллоидное золото с частицами, покрытыми неактивным серебром, а также суспензии золота в декстриновой и пектиновой среде.

Серийно выпускается около 200 иодированных препаратов (для диагностики и лечения), такие, как натрий и калий иодистые (в том числе в желатиновых капсулах для перорального применения), кардиотраст, иодогност, иодишпугран, бенгальская роза, триолеат глицерина, тироксин, трииодтиронин, иодированные масла и другие меченные иодом 131 и 132 препараты. Кроме того, выпускаются гибкие кожные аппликаторы с разными изотопами (фосфором, таллием, прометием), изделия с иттрием-90, серебром-111 и золотом-198, кобальтовые (кобальт-60) бусы, онкологические иглы, аппликаторы и др.



Рис. 3. Отправка «посылок» с радиоактивными препаратами.

В последние годы в СССР получили распространение также «генераторы» короткоживущих изотопов, таких, как иттрий-90, технеций-99, иод-132 и других на основе выделения этих дочерних продуктов распада соответствующих материнских долгоживущих радиоактивных изотопов. Подобные генераторы рассылаются в клиники, где с помощью несложных манипуляций из них выделяют для применения на месте (обычно для диагностики) короткоживущие изотопы в нужной лекарственной форме.

Серийно выпускаются десятки тысяч «посылок» в год с различными радиоактивными препаратами медико-биологического назначения, не считая источников для гамма-аппаратов (рис. 3).

Все изготавливаемые для клиники радиоактивные препараты проходят всесторонний химический, физический, биологический контроль и детально паспортизуются. Примеси других радиоизотопов в исходных облученных материалах и в готовых меченых препаратах обнаруживают методами ядерной спектрометрии и радиометрии, основанными на определении вида и измерении энергии излучения с помощью бета- и гамма-спектрометров, снятия кривых распада и т. д. Это позволяет во многих случаях идентифицировать и количественно определять радиоактивные изотопы без химического разделения и другой препаративной работы.

В большинстве случаев исследуется также радиохимический состав препаратов, т. е. получают химические формы находящихся в препарате радиоактивных изотопов. Для этого используют хроматографию на бумаге, тонкослойную, а также газо-жидкостную. Химический состав препаратов определяют с помощью различных физико-химических методов анализа. Активность измеряется ионизационными камерами и счетчиками схем совпадений. Биоконтроль осуществляется общепринятыми для лекарственных веществ методами. Следует отметить, что ввиду применения в медицине многих препаратов с короткоживущими изотопами весьма остро стоит проблема разработки ускоренных методов контроля стерильности. Все новые радиоактивные лечебно-диагностические препараты до их серийного выпуска проходят широкие медицинские испытания.

В ближайшие годы ассортимент серийно выпускаемых лечебно-диагностических препаратов увеличится на 60—70%, а общий объем поставок их медицинским учреждениям расширится не менее чем вдвое.

В настоящее время ведется работа по дальнейшему улучшению качества отечественных радиоактивных медицинских препаратов, повышению их удельной активности, радиохимической и радиоизотопной чистоты, по созданию новых оригинальных лечебно-диагностических препаратов.

ПРИМЕНЕНИЕ РАДИОАКТИВНЫХ ИЗОТОПОВ В ДИАГНОСТИКЕ РАЗЛИЧНЫХ ЗАБОЛЕВАНИЙ

Наши ученые и врачи одними из первых стали изучать биологическое действие радиоактивных веществ и применять их в медицине. В 1904 г. Е. С. Лондон впервые в мире применил метод автордиографии. Врачи А. П. Крылов и С. В. Гольдберг уже в 1903 г. начали лечить рак кожи с помощью излучений радия и мезотория. Первым научно-исследовательским институтом этого направления в нашей стране был Центральный научно-исследовательский рентгено-радиологический институт в Петрограде, организованный при активном участии А. В. Луначарского в 1918 г. Возглавили его М. И. Неменов и А. Ф. Иоффе, которые в дальнейшем внесли выдающийся вклад в отечественную и мировую науку, воспитали блестящую плеяду советских ученых.

Одновременно с использованием радиоактивных изотопов и излучений в больших масштабах в медицине начались работы по подготовке специалистов в области радиационной биологии и медицины. Кафедры рентгенологии во всех медицинских институтах страны были преобразованы в кафедры рентгенологии и радиологии. В некоторых институтах (Центральный институт усовершенствования врачей Министерства здравоохранения СССР и др.) были созданы кафедры медицинской радиологии, а в высших учебных заведениях (Московский государственный университет им. М. В. Ломоносова, Второй московский медицинский институт им. Н. И. Пирогова) — кафедры биофизики. Все это позволило за короткий срок подготовить необходимое количество высококвалифицированных специалистов в этой новой отрасли медицины. В настоящее время в СССР насчитывается около 19 тысяч рентгенологов и радиологов, работающих в системе здравоохранения.

В основу развития лечебной сети и научно-исследовательских учреждений в СССР при использовании атомной энергии в медицине положен принцип создания радиологических центров. В них есть все условия для эффективного и экономически оправданного использования радиоактивных изотопов, дорогостоящего оборудования и источников излучения. Радиологические центры организованы при научно-исследовательских институтах, онкологических клиниках и крупных больницах. Кроме того, общая лечебная сеть широко оснащена лабораториями для проведения радиоизотопных исследований. Радиологическая сеть страны неуклонно растет. С 1958 г. вступили в строй десятки новых центров в Москве, Ленинграде, Киеве, Ташкенте и других городах. Наиболее крупным из них является Институт медицинской радиологии Академии медицинских наук СССР в г. Обнинске. Методы радиоактивной индикации стали повседневными и обычными для более чем 500 лечебных учреждений страны.

В последние годы радиоизотопная диагностика получила широкое распространение и всеобщее признание. Это объясняется тем, что методы радиоактивной индикации чрезвычайно просты, безопасны для больного и позволяют получить такую объективную информацию о функциональном состоянии того или иного органа, которая не может быть получена с помощью других лабораторных и клинических методов исследования.

Развитие радиоизотопной диагностики началось с применения радиоактивного изотопа иода-131 для изучения функционального состояния щитовидной железы. В настоящее время метод радиоизотопной индикации с применением иода-131 и иода-132 стал основным и наиболее распространенным в диагностике нарушений функции этого органа. В настоящее время в клинической практике используются многочисленные методы, позволяющие всесторонне оценить функциональное состояние щитовидной железы и обмен иода.

Исследованиями установлено, что функция щитовидной железы меняется не только при патологии самой железы, но и при заболеваниях сердечно-сосудистой системы (гипертоническая болезнь, пороки сердца, атеросклероз, ревматизм), различных эндокринных заболеваниях и др. Эти исследования проводятся в большинстве городских стационарных и амбулаторных учреждений; например, в одной из больниц г. Свердловска обследуют до 1200 человек в год, в зобном диспансере г. Станислава — до 500. С помощью радиоактивного иода в очагах эндемического зоба на Урале, в Черновицкой области, в Хакасии удалось установить особенности функционального состояния щитовидной железы у лиц, живущих в этих районах, и уточнить клинический характер зобных эндемий.

Внедрение в клиническую практику короткоживущего радиоактивного изотопа иода-132 с периодом полураспада 2,3 ч позволило в 50—100 раз уменьшить дозу облучения щитовидной железы при диагностических исследованиях. В последнее время для диагностики используют также меченные радиоактивным иодом триидотирозин и тироксин, преимущество которых заключается в возможности исследований без введения радиоактивности больному, что особенно важно при обследованиях беременных и детей.

Трудно переоценить значение радиоактивных изотопов в изучении сердечно-сосудистой системы. Минутный и ударный объемы сердца, миокардиальный кровоток, скорость кровотока в большом и малом кругах кровообращения, периферический и тканевый кровоток, время кардиопортальной циркуляции, объем циркулирующей плазмы и крови — таков неполный перечень важнейших показателей деятельности этой системы, которые могут быть легко и быстро определены методом радиоиндикации. С этой целью применяются натрий-24, иод-131-альбумин человеческой сыворотки, ксенон-133, криптон-85 и другие радиоактивные изотопы и соединения. Проведенные исследования позволили уточнить характер и направленность гемодинамических сдвигов при инфаркте

миокарда (П. Е. Лукомский и сотрудники), врожденных и приобретенных пороках сердца (Г. А. Малов и Н. А. Габелова), гипертонической болезни и атеросклерозе. Результаты, полученные в этих исследованиях, в значительной степени расширили и углубили наши знания о деятельности сердечно-сосудистой системы в норме и при различных ее заболеваниях, увеличили возможности диагностики ее поражений и позволили более обоснованно и направленно использовать соответствующие методы лечения. Следует подчеркнуть большую практическую ценность изучения гемодинамики с помощью радиоактивных индикаторов в хирургии сердца и сосудов.

Для изучения функции печени используются обычно иод-131 — бенгальская роза и радиоактивное коллоидное золото-198. С помощью первого препарата можно оценить функциональное состояние основных клеток печени — полигональных, а второго — определить кровоток и функцию ретикуло-эндотелиальной системы печени. Клиренс крови, накопление краски в печени и выведение ее в кишечник, экскреция изотопа с мочой и калом выявляют функциональное поражение печени на более ранних стадиях, чем это возможно с помощью биохимических и клинических методов исследования. Многочисленные исследования показали, что, достоверно отражая функциональное состояние паренхимы печени, проба с иодом-131 — бенгальской розой имеет высокую диагностическую ценность при гепатитах, циррозах, поражениях печени в результате интоксикации, в дифференциальной диагностике желтух самого различного происхождения, особенно при маловыраженной клинической картине заболевания (В. В. Трусов и др.). Точность диагностики заболеваний печени значительно повышается при одновременном использовании нескольких методов радиоиндикации с различными изотопами иода-131, коллоидным золотом-198, а также при сочетании этих тестов с клиническими методами обследования больных, например биохимическими, лапароскопией и др.

Радиоизотопные методы исследования функции почек (ренография иодом-131 — гиппураном и сканирование с использованием ртути-197 — неогидрина) заняли важное место в терапевтической и урологической практике. Радиоизотопная ренография отражает кровоснабжение почек, состояние их канальцевого аппарата и верхних мочевыводящих путей отдельно каждой почки. Те или иные заболевания почек приводят к характерным изменениям ренограмм. Этот метод прост, безболезнен и безвреден для больного. Как показали исследования А. А. Крамер и Н. Н. Ходарева, радиоизотопная ренография позволяет получить чрезвычайно ценную информацию при обследовании больных артериальной гипертонией. Появилась возможность выявить некоторые причины гипертонической болезни — поражение сосудов почек, хронический нефрит и другие. Сканирование почек дает возможность определить степень поражения почечной ткани при туберкулезе, гидронефрозе, поликистозе, что очень важно в выборе правильных методов оперативного или консервативного лечения.

Для изучения минерального и белкового обмена у здорового человека и при различных заболеваниях все более широкое применение находит счетчик для измерения радиоактивности всего тела (рис. 4). С помощью основанного на его использовании диагностического метода определяют основной критерий биологического действия различных и в том числе долгоживущих радиоактивных изотопов — биологический период их полувыведения из организма. Этот метод позволил значительно уменьшить вводимое количество радиоактивных изотопов при некоторых диагностических исследованиях и установить закономерности обмена в организме животных и человека иода, железа, калия, кальция, натрия и других элементов.

Применение радиоактивных изотопов позволило упростить многие методы исследования системы крови и разработать совершенно новые. С помощью изотопов железа-59, хрома-51, иода-131 — альбумина человеческой сыворотки

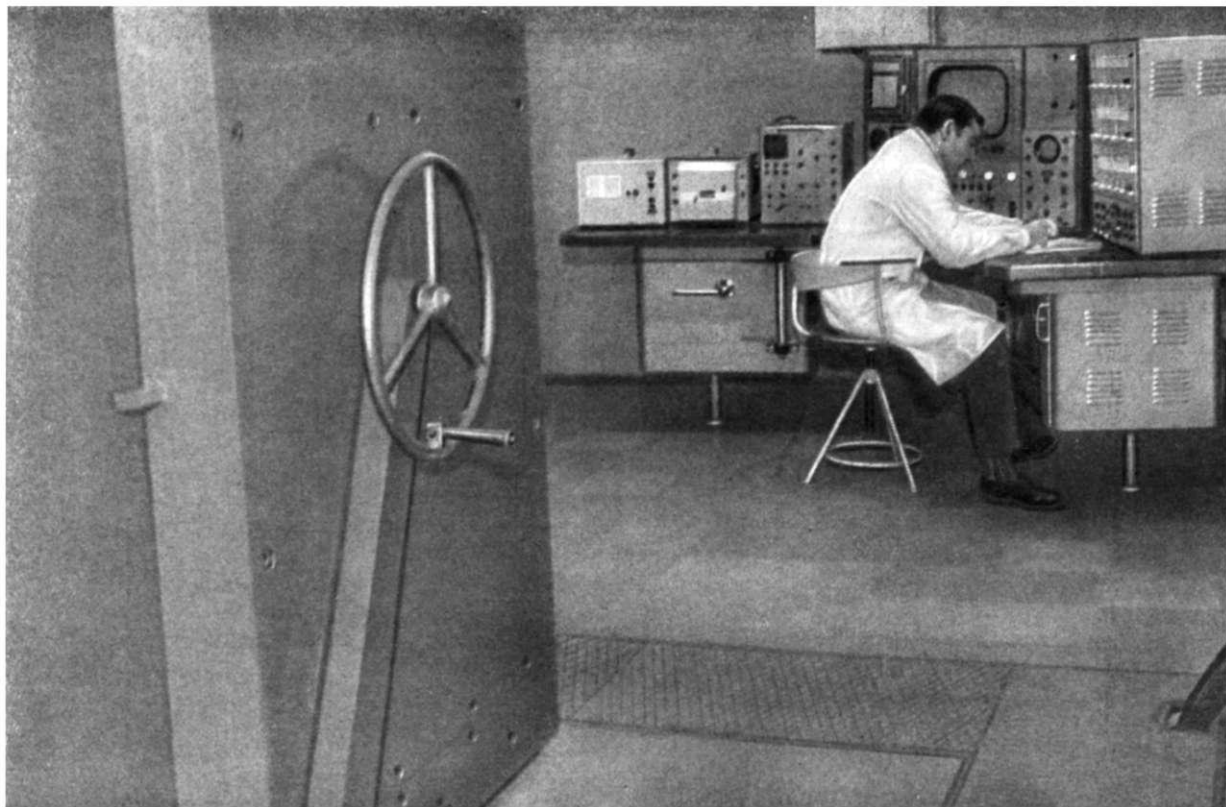


Рис. 4. Пульт управления и измерения счетчика излучений человеческого тела.

и некоторых других индикаторов было изучено изменение объема плазмы крови и количества эритроцитов при различных заболеваниях. Метод меченых эритроцитов помогает определить продолжительность их жизни и место гибели. Это обстоятельство особенно важно для установления показаний к удалению селезенки при некоторых формах анемии. Кроме того, этим же методом были оценены различные способы консервации крови. Метод меченых эритроцитов лежит в основе количественного определения крови, теряемой при операциях и желудочных кровотечениях, что имеет большое практическое значение.

С помощью радиоактивного железа-59 может быть получена очень важная информация о состоянии кроветворной ткани и изучены все стороны метаболизма железа и гемоглобина. Эти исследования позволяют в необходимых случаях уточнять диагноз заболевания и выбирать наиболее эффективные методы лечения. Большой интерес представляют исследования с витамином B_{12} , меченным кобальтом-58, в результате которых изучен метаболизм витамина B_{12} , нарушение его всасывания в желудочно-кишечном тракте, а также проведена дифференциальная диагностика различных типов макроцитарной анемии.

Радиоактивные изотопы оказались весьма ценными в изучении важных сторон деятельности желудочно-кишечного тракта — всасываемости солей, белков, витаминов и усвоения жиров. Как известно, стеаторрея может быть результатом нарушений эндогенной функции поджелудочной железы, желчеобразо-

вания, желчеотделения или всасывания в кишечном тракте. Использование липидов, меченных радиоактивным иодом-131, позволяет с достоверностью установить механизм нарушения усвоения жиров и устранить их при соответствующем терапевтическом лечении (К. М. Простяков, А. И. Ишмухаметов). Не менее важны исследования, направленные на изучение состояния усвоения жиров и белков после различных оперативных вмешательств на желудочно-кишечном тракте. Результаты их служат основой для выбора наиболее физиологически щадящих методов хирургического лечения заболеваний желудка и кишечника.

Благодаря применению радиоизотопного метода получены новые факты, касающиеся проницаемости гемато-энцефалического барьера, физиологии и патологии мозгового крово- и ликворообращения, обновления веществ в нервной системе и т. д. (Г. Е. Владимиров). В неврологии основное практическое применение метод радиоизотопной индикации нашел при диагностике опухолей головного мозга. В этом случае используют способность некоторых опухолей мозга накапливать такие химические вещества, которые могут быть помечены иодом-131, фосфором-32, ртутью-197, мышьяком-74, медью-65 и другими изотопами и легко обнаружены по излучению. Особую ценность для диагностики опухолей головного мозга представляет сочетание изотопной энцефалографии с изучением биотоков головного мозга (К. Н. Бадмаев). Разработан и внедрен в нейрохирургическую клинику метод изотопной миелографии, облегчающий и уточняющий диагноз процесса, суживающего субарахноидальное пространство спинного мозга (Е. Н. Крупин и Ф. М. Лясс).

Весьма перспективной оказалась методика изотопной индикации опухолей с применением радиоактивного фосфора-32, основанная на туморотропных свойствах этого изотопа. Исследуя большое количество больных, определили «критерии злокачественности» для различных локализаций опухолей (В. З. Агранат).

Особая роль в радиоизотопной диагностике принадлежит методу сканирования — единственному методу клинического исследования, с помощью которого можно получить объективную информацию о величине, форме, положении и в некоторой степени о функциональном состоянии органа и наличии объемных поражений. Этот метод совершенно безопасен, нетравматичен, прост и не причиняет неудобств больному. За последние годы применение медицинской скинтиграфии настолько расширилось, что с ее помощью могут быть обследованы почти все органы. Диагностика опухолей головного мозга и скелета; метастазов гормональных форм рака щитовидной железы; аневризм сердца и крупных сосудов; дифференциальная диагностика между выпотным перикардитом и истинным увеличением сердца; определение эктопии печени, поражений легких, плевры и желудка, областей активного гемопоэза; диагностика заболеваний почек и слюнных желез — это далеко не полный перечень возможностей радиоизотопного сканирования.

В последние годы в скинтиграфии особое внимание уделяется короткоживущим изотопам и изотопам с низкой энергией γ -излучения (ртуть-197, технеций-99_m и др.), применение которых дает возможность уменьшить дозу облучения больного и персонала, улучшить пространственное и временное разрешение радиометрической аппаратуры, упростить ее и снизить стоимость, уменьшить опасность загрязнения внешней среды. Весьма перспективен в этом отношении технеций-99_m. Он сочетает в себе преимущества короткоживущих изотопов ($T_{1/2} = 6$ ч) и изотопов с небольшой энергией γ -квантов ($E = 0,14$ Мэв). На его основе можно получить препараты, необходимые для сканирования щитовидной железы, сердца и крупных сосудов, печени, почек, желудка, слюнных желез, костного мозга и опухолей головного мозга. Радиоактивные изотопы (ксенон-133 и др.) применяют для изучения функций легких при различных заболеваниях и во многих других случаях.

ЛЕЧЕБНОЕ ПРИМЕНЕНИЕ РАДИОАКТИВНЫХ ИЗОТОПОВ И ИЗЛУЧЕНИЙ

Главный объект терапевтического применения радиоактивных изотопов и излучений — опухолевые заболевания. Лечебное действие излучений базируется на трех основных положениях. Во-первых, используется именно повреждающее действие радиации, обеспечивающее гибель клеток; во-вторых — повышенная чувствительность опухолевых тканей к облучению по сравнению с нормальными (эта большая чувствительность в определенной мере обусловлена высоким темпом размножения опухолевых клеток); в-третьих — локализованное действие больших доз радиации непосредственно на опухоль с минимальным облучением окружающих здоровых тканей.

Современные методы лучевой терапии можно разделить на две группы: облучение с помощью внешних источников и внутритканевое и внутритканевое облучение.

Облучение с помощью внешних источников. Традиционные методы лучевой терапии (рентгеновское излучение энергией 40—200 кэв) сохраняют свое значение для лечения опухолей на небольшой глубине. В последние годы для лечения глубоко расположенных опухолей, а также опухолей, находящихся вблизи костной и хрящевой тканей, все большее значение приобретает супервoltage облучение.

Современные возможности лучевой терапии расширились в первую очередь за счет средств и методов дистанционной гамма-терапии. Успехи дистанционной гамма-терапии достигнуты в результате большой работы, проведенной в течение последних 15 лет в области использования мощных искусственных радиоактивных источников γ -излучения (кобальт-60, цезий-137), а также новых гамма-аппаратов.

Радиоактивные изотопы кобальт-60 и цезий-137 обладают наиболее выгодными для гамма-терапии свойствами. Главные их достоинства — относительно большой период полураспада (кобальт-60—5,3 года, цезия-137 — около 30 лет), монохроматичность и высокая энергия γ -излучения (кобальт-60—1,17 и 1,33 Мэв, цезия-137—0,66 Мэв), а также более выгодное по сравнению с обычным рентгеновским излучением глубинное распределение поглощенной энергии в тканях. При этом возрастает глубинная доза в опухоли, меньше повреждается кожа и не переоблучается костная ткань.

Большое значение дистанционной гамма-терапии объясняется также сравнительной доступностью и удобствами использования гамма-аппаратов. Последние, так же как и рентгеновские, конструируют для статического и подвижного (ротационного, маятникового) облучения. С помощью подвижного облучения стремятся создать большую дозу в опухоли при рассредоточенном облучении здоровых тканей.

По данным Международного агентства по атомной энергии (МАГАТЭ) разработано более 50 различных конструкций теле-гамма-аппаратов с кобальтом-90 и не менее 16 с цезием-137.

В СССР созданы близкофокусные гамма-аппараты МНИИ-1 и ГУТ-Со-20, а также теле-гамма-аппарат ГУТ-Со-400, рассчитанный на 400 г · экв радия. Налажен массовый выпуск этих аппаратов. Для статического облучения патологических новообразований фронтальным и тангенциальным методами сконструирован новый аппарат «Луч-1», а для подвижного облучения — аппараты «Вольфрам» и «Рокс» с зарядом 4000 кюри (рис. 5).

В последние годы осуществляются конструктивные усовершенствования гамма-аппаратов, направленные на уменьшение полутени, улучшение гомогенизации полей, использование фильтров жалюзи и поиски дополнительных возможностей защиты.

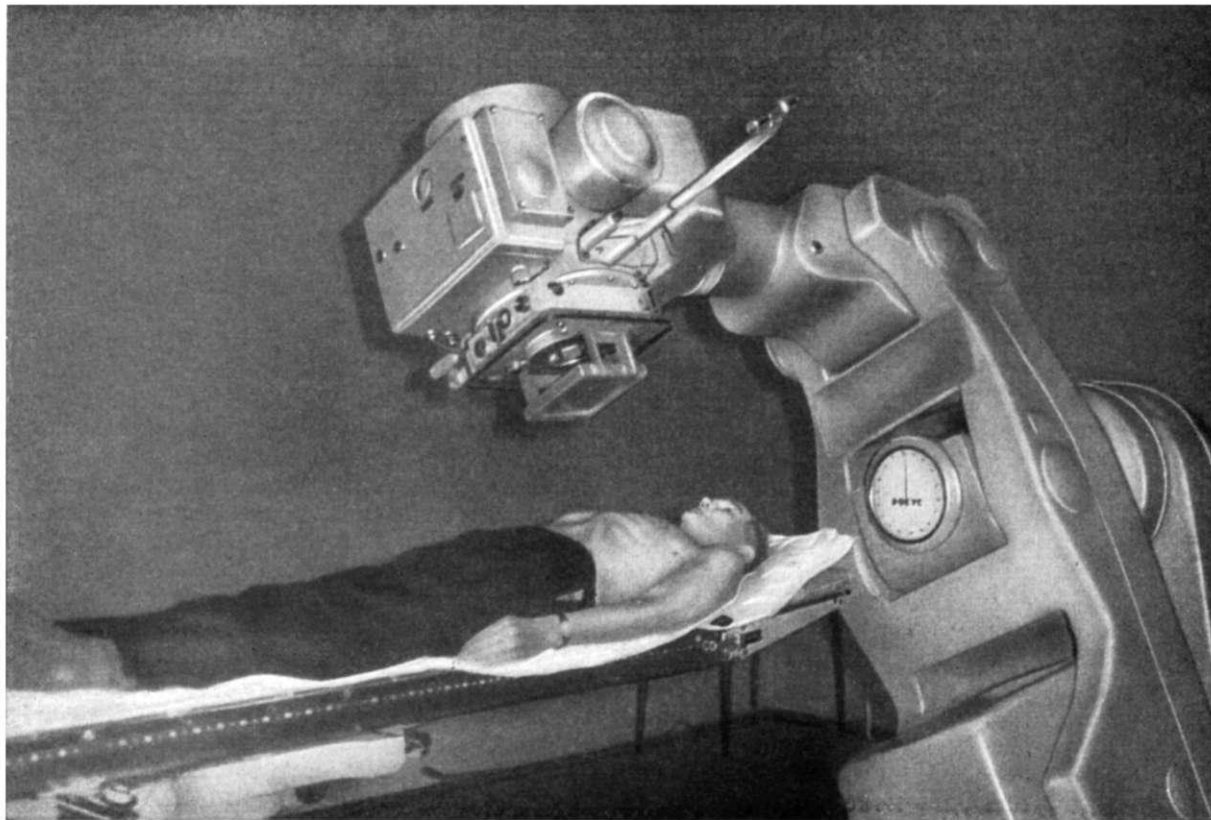


Рис. 5. Ротационно-конвергентный гамма-аппарат «Рокус».

В дальнейшем развитие дистанционной гамма-терапии ориентируется на использование небольших по размерам источников кобальта (10×2 мм) с удельной активностью примерно $100\text{--}150$ кюри/г. Это облегчает создание системы коллимации пучка и дает возможность проводить облучение на сравнительно больших расстояниях (до $75\text{--}100$ см) с большой мощностью дозы. Целесообразно также применять кобальтовые и цезиевые гамма-аппараты для короткофокусной терапии.

Перспективы развития лучевой терапии связаны с разработкой средств и методов облучения с использованием источников энергии несколько мегаэлектронвольт. Так, для лечения глубоко расположенных опухолей применяют тормозное излучение энергией $25\text{--}30$ Мэв линейных ускорителей и бетатронов. В зависимости от энергии излучения максимум дозы перемещается на глубину до $5\text{--}6$ см, что создает преимущества для лечения опухолей (М. П. Домшак и др.).

Настоящий период времени характеризуется накоплением технического и клинического опыта применения линейных ускорителей и бетатронов медицинского назначения.

Привлекает внимание возможность облучения ускоренными электронами. При воздействии электронами с энергией $4\text{--}5$ Мэв на расположенные неглубоко опухоли выгодно проявляется свойственный быстрым электронам характер распределения энергии. На этот же эффект рассчитывают и при исполь-

зовании электронов больших энергий. Однако с возрастанием энергии спад дозы по глубине уменьшается. Исследование дозных полей при облучении электронами показывает, что в реальной гетерогенной среде они могут значительно искажаться. Это представляет неудобство, требующее использования особых методических приемов. Чтобы избежать низких значений глубинных очаговых доз в условиях ограниченного рассеяния электронов, приходится применять большие поля. Но в этом случае наблюдается избыточное лучевое воздействие на кожу, что вызывает необходимость облучения через специальную решетку. Предложено также электронное облучение сканирующим пучком.

Основное значение при использовании внешних источников излучения имеет локальность воздействия. Однако определенную роль играют и тотальные или субтотальные облучения, применяемые при распространенном раке молочной железы.

При лечении капиллярной ангиомы, экземы, нейродермита, тромбоза, некоторых видов воспалений переднего отдела глаза и других заболеваний с успехом применяются аппликаторы с радиоактивным фосфором-32 и стронцием-90 (Е. Д. Дубовый). На основе материалов, обладающих ионообменными свойствами, разработан новый метод приготовления аппликаторов с фосфором-32, протетием-147, стронцием-90, таллием-204.

Внутриполостное и внутритканевое облучение опухолей. Эти методы с использованием γ - и β -излучающих препаратов получили за последнее время дальнейшее развитие. Вместо линейных препаратов для внутриполостного облучения применяют шаровидные источники — бусы с кобальтом-60. Эти препараты вводят через естественные ходы в полость, в операционную рану после удаления опухоли на срок, определяемый необходимой рассчитанной дозой. В закрытые полости с помощью иглы вводят коллоидные препараты золота-198 с целью воздействовать, например, на раковое обсеменение плевры при раке молочной железы или брюшины при раке яичников (М. А. Волкова, А. В. Козлова, А. Н. Новиков, И. Я. Гунин и др.).

Значительный прогресс достигнут в развитии методов внутритканевой терапии. Хорошие результаты получены при лечении больных с опухолями головного мозга, губы, полости рта, саркомами мягких тканей, рецидивами рака молочной железы с помощью игл с цезием-137 и кобальтом-60, гранул кобальта-60 в нейлоновых трубках, гранул золота-198 и иттрия-90 (А. А. Волков, Ф. М. Лясс, А. С. Павлов и др.). Исследуются штифты и проволока из радиоактивного золота.

Внедрение в клиническую практику радиоактивных коллоидных растворов способствовало развитию новых методов бета-терапии злокачественных опухолей. Введенные в опухоль и окружающие ткани радиоактивные коллоидные растворы не только создают высокие локальные тканевые дозы облучения, но и в результате резорбции в лимфатическое русло поступают в регионарные лимфатические узлы и вызывают в них различной степени лучевые повреждения. В комбинированном лечении злокачественных новообразований молочной железы, легкого, желудка, матки применяют коллоидный раствор радиоактивного золота-198 (А. В. Кантин, А. Н. Новиков и др.).

Проведена большая работа по экспериментальному обоснованию рационального использования радиоактивных коллоидных растворов в целях внутритканевой бета-терапии злокачественных опухолей. Впервые показано, что развивающийся в организме опухолевый процесс приводит к существенному уменьшению резорбции радиоактивного коллоидного золота в лимфатическое русло и снижению барьерной функции лимфатических узлов. Разработан и внедрен в практику новый способ локального облучения определенных групп лимфатических узлов в терапевтических дозах введением радиоактивных коллоидных растворов непосредственно в периферические лимфатические сосуды

Рис. 6. Сканограмма паховых, нижних и верхних подвздошных и абдоминоаортальных лимфатических узлов больной раком шейки матки после введения в лимфатические сосуды стоп 23 мкюри радиоактивного коллоидного золота.

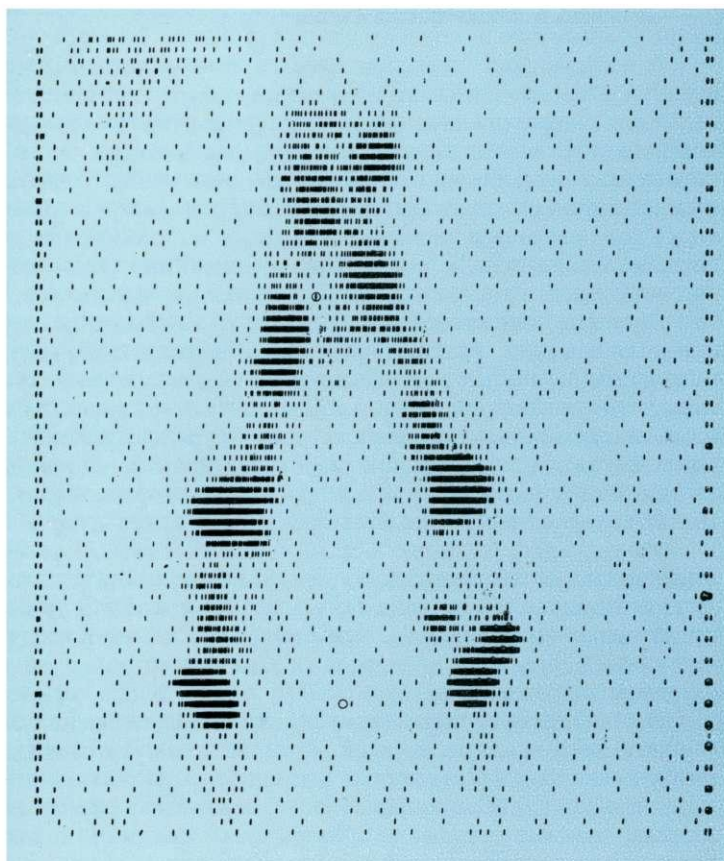


рис. 6). Применение этого метода открывает новые возможности для более успешного лечения некоторых форм злокачественных опухолей.

Разработан оригинальный метод получения коллоидного раствора силиката иттрия-90. В зависимости от условий приготовления этого коллоида накопление его в селезенке после внутривенного введения может возрасти с 3 до 14%, что должно представлять определенный интерес для гематологов при лечении лейкозов.

Радиоактивные коллоидные растворы фосфора-32 и иттрия-90 вводят в операционную рану в составе рассасывающихся пленок.

Избирательное местное накопление радиоактивных изотопов иода-131 и фосфора-32 позволяет успешно лечить поражения щитовидной железы и кровеносной системы (А. А. Атабек, В. К. Модестов, А. В. Козлова, М. П. Домшак, И. А. Кассирский, Е. Д. Дубовый, А. А. Городецкий и др.).

При раке шейки матки лучевая терапия может сочетать наружное рентгено- или γ -облучение с внутривенным γ -облучением. В качестве другого примера можно привести сочетание наружного γ -облучения с внутривенным близкофокусным облучением или внедрением игл при раке языка.

Дозы излучения, используемые для успешного воздействия на опухоль, колеблются в широких пределах (4000—10 000 *rad*) в зависимости от радиочувствительности опухоли, предела допустимого влияния на окружающие ткани, а также продолжительности и ритма лучевого воздействия.

В начале 50-х годов появилась необходимость исследовать вопрос о возможности использования бактерицидного действия ионизирующих излучений для стерилизации различных объектов в промышленных условиях. Эта возможность определилась появлением мощных изотопных и энергетических источников излучений. К этому времени в СССР и за рубежом было организовано промышленное производство препаратов кобальта-60 на ядерных реакторах, разработаны методы выделения из продуктов деления цезия-137. Были созданы и освоены в производстве линейные ускорители с потоками высокоэнергетических электронов очень большой интенсивности.

Лучевая стерилизация обладает существенными преимуществами по сравнению с широко распространенным термическим методом: при лучевой стерилизации температура объекта практически не меняется и, следовательно, можно стерилизовать термолабильные материалы. Кроме того, при этом методе имеется возможность стерилизовать уже упакованные продукты на завершающих стадиях производства. Весь процесс стерилизации может быть полностью автоматизирован и осуществлен поточный метод обработки продукции.

Исследования в этой области развивались в трех основных направлениях.

Микробиологические исследования ставили своей целью изучить механизм действия излучения на микробную клетку и определить величину стерилизующих доз для разных видов излучения в зависимости от вида микроорганизмов, их состояния, концентрации на стерилизуемых объектах, а также от условий лучевого воздействия (мощности дозы, общего времени облучения, энергии излучения и др.).

Исследовались технологические вопросы использования метода лучевой стерилизации для различных областей его применения: стерилизации пищевых продуктов, медицинских материалов и фармацевтических средств. В этом направлении особое внимание уделялось химическим и физическим изменениям, возникающим в облучаемых объектах под действием больших доз ионизирующих излучений, а также влиянию этих изменений на качество продукции и возможности ее использования по назначению.

Третье направление исследований связано с выяснением целесообразности применения различных типов источников γ -квантов и электронного излучения, созданием методов работы с радиоактивными препаратами высокой активности и электронными ускорителями большой мощности, конструированием и созданием экспериментальных и промышленных облучателей. Много внимания уделялось разработке методов лучевого воздействия на различные объекты в зависимости от их плотности и геометрических размеров с целью выбора оптимальных параметров установок, обеспечивающих максимальный коэффициент использования излучения источника.

К концу 50-х — началу 60-х годов были получены основные результаты по всем трем направлениям исследований, и метод лучевой стерилизации для некоторых объектов был признан целесообразным для внедрения в промышленность.

В результате микробиологических исследований, выполненных в СССР (В. Л. Троицкий и др.), установлена величина дозы, необходимая для полной стерилизации объектов, загрязненных не только вегетативными, но и спороносными формами бактерий. Эта доза при определенных условиях облучения (мощность дозы в пределах от 30 тыс. до 150 тыс. *рад/ч*) оказалась равной 1,5—1,7 *Мрад*. Однако, учитывая различные условия лучевых воздействий, возможность очень высокой микробиологической загрязненности объектов, а также необходимость гарантийной стерилизации, величину дозы приняли равной 2,5 *Мрад*. В настоящее время такая доза рекомендована и международными организациями. Исследования показали четкую зависимость стерили-

зующей дозы от степени загрязненности объектов. В условиях производства, при которых микробиологическая загрязненность сведена к минимуму, можно применять для стерилизации дозы, значительно меньшие 2,5 *Мрад*.

Одновременно исследованиями, проведенными в СССР и за рубежом, показано, что в природе существуют и очень радиорезистентные споровосные микроорганизмы, для которых стерилизующая доза достигает 5—6 *Мрад*.

В настоящее время имеются данные по величине стерилизующих доз для наиболее распространенных форм бактерий в зависимости от их концентрации и используемых методов облучения.

В области производства бактериальных препаратов (В. Л. Троицкий с сотрудниками) была показана возможность лучевой стерилизации питательных сред для приготовления корпускулярных и химических кишечных вакцин, дифтерийного и столбнячного анатоксинов. Антитоксические сыворотки повреждаются при воздействии на них стерилизующих доз излучения, однако меньшие дозы радиации, убивающие вегетативные формы микробов, могут без ущерба для препарата применяться в процессе производства. Получены также данные о влиянии радиации на антигенные и иммуногенные свойства бактерий, на анатоксины и антитоксические сыворотки, из анализа которых видно, что применяемые дозы, как правило, не снижают полезных свойств бактериальных препаратов (Р. В. Петров, О. В. Чахова и др.).

Целесообразна лучевая стерилизация отходов бактериальных производств — инфекционного материала в жидком и полутвердом виде, загрязненной посуды, трупов инфицированных животных и др. Возможна также стерилизация чистой посуды до поступления ее в производство.

Весьма многочисленными в СССР и за рубежом были работы по изучению лучевой стерилизации медицинских материалов и принадлежностей. Особенно перспективными для внедрения оказались материалы и принадлежности одноразового пользования. Перевязочные материалы — бинты, вата, ватные тампоны, индивидуальные пакеты — как показали исследования Л. И. Бельского и др., не меняют качества при дозах до 5 *Мрад*, а технология их изготовления при использовании метода лучевой стерилизации обладает рядом существенных преимуществ. Особенно целесообразно применять лучевую стерилизацию материалов, пропитанных антибиотиками, так как при этом значительно сокращаются потери лекарственных препаратов.

Доказана возможность лучевой обработки для стерилизации шовного материала (кетгут, хирургический шелк), искусственных териленовых артерий, шприцев и игл к ним, пластмассовых катетеров, баллонов-катетеров и т. д.

В работах З. В. Ермольевой и В. И. Почапинского показана возможность использования метода лучевой стерилизации в производстве антибиотиков. Для некоторых лекарственных препаратов этого типа разработаны регламенты стерилизации в производственных условиях.

Советскими специалистами (А. В. Бибергаль, В. Г. Хрущев, и др.) создано несколько типов экспериментальных и производственных гамма-установок для различных областей народного хозяйства.

Изучен целый ряд источников γ -излучения: кобальт-60, цезий-137, тепловыделяющие элементы, продукты деления. Для всех этих источников теоретически рассчитаны и экспериментально определены оптимальные параметры облучателей, обоснована их геометрическая форма и показана целесообразность применения для облучения различных объектов. Разработана технология лучевой стерилизации, обеспечивающая максимальный коэффициент полезного использования излучения. Так, для обработки упакованных материалов предложен принцип двухциклического облучения объектов, позволяющий повысить коэффициент полезного действия установки (В. Г. Хрущев, С. М. Степанов и др.). Для облучения крупногабаритных упаковок (до 1 м³)

осуществлен метод четырехстороннего облучения, обеспечивающий равномерное распределение поглощенной дозы по объему объекта при удовлетворительном (до 20%) коэффициенте использования излучения.

Созданы транспортные устройства для доставки объектов к источнику излучения, надежные в работе механизмы для управления источниками излучения, а также системы блокировок и сигнализации, гарантирующие безопасность работы обслуживающего персонала.

В Советском Союзе в конструкциях изотопных установок применяются три системы защиты от излучения: водная, сухая и смешанная. Исследования, проведенные в последнее время, показывают целесообразность применения в промышленных установках водной и смешанной систем защиты. В установках с источниками относительно небольшой активности и при небольших размерах облучателей предпочтительна сухая защита.

Наибольшую распространенность в нашей стране и за рубежом получили изотопные установки с источниками излучения из препаратов радиоактивного кобальта. Активность источника в крупной промышленной установке может достигать нескольких миллионов кюри. В экспериментальных установках она может меняться от тысяч до сотен тысяч кюри.

В Советском Союзе созданы ускорители электронов с энергией от 1 до 10 *Мэв* и мощностью пучка до 25 *квт*. Использование для лучевой стерилизации электронов с такой энергией весьма перспективно при обработке объектов небольшой толщины и поверхностной стерилизации различных предметов. Так как интенсивность излучения очень высока и, следовательно, высока производительность установки, электронные ускорители — наиболее выгодные источники излучения. Препятствует их широкому внедрению в промышленность относительная сложность эксплуатации и нестабильность работы. Однако следует ожидать, что в дальнейшем, при соответствующей инженерной обработке отдельных узлов, ускорители электронов найдут широкое применение для стерилизации в медицинской и фармацевтической промышленности.

ИОНИЗИРУЮЩИЕ ИЗЛУЧЕНИЯ И ОХРАНА ЗДОРОВЬЯ ЧЕЛОВЕКА

С каждым годом все более расширяется применение радиоактивных изотопов и источников ионизирующих излучений в народном хозяйстве. Работа с радиоактивными веществами требует соблюдения определенных правил, исключающих переоблучение работающих и попадание радиоизотопов внутрь организма.

На основании экспериментальных данных и расчетов в качестве критерия безопасности установлены научно обоснованные нормативы — предельно допустимые концентрации (ПДК) для воздуха рабочих помещений, атмосферного воздуха и воды открытых водоемов, предельно допустимые уровни (ПДУ) внешнего γ -, β - и нейтронного излучения, предельно допустимые дозы облучения (ПДД), регламентирующие уровни загрязнения внешней среды и дозы облучения различных контингентов людей.

В целях обеспечения этих предельно допустимых концентраций, уровней и доз в нашей стране разработаны «Санитарные правила работы с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений», которые имеют силу закона. Созданы и действуют правила для отдельных типов учреждений и предприятий, а также по отдельным вопросам, например «Санитарные правила к проектированию атомных электростанций», «Санитарные правила проектирования и эксплуатации исследовательских ядерных реакторов», «Санитарные правила удаления и захоронения радиоактивных отходов» и другие.

Всеми действующими «Санитарными правилами» предусматривается комплекс мероприятий по охране здоровья работающих и предотвращению загрязнения внешней среды радиоактивными веществами.

Радиационная безопасность на предприятиях и в учреждениях, где проводится работа с радиоактивными веществами, обеспечивается соответствующей планировкой, герметизацией оборудования и коммуникаций, устройством биологической защиты, использованием средств индивидуальной защиты и т. д.

В целях предотвращения загрязнения объектов внешней среды разработаны методы очистки вентиляционных выбросов в атмосферу (различные типы фильтров, скрубберных установок, газгольдеры для выдержки газов с короткоживущими изотопами и аэрозолей и др.) и сточных вод, созданы схемы замкнутого водоснабжения, исключающие сброс сточных вод в водоемы. Разработаны конструкции могильников для захоронения жидких и твердых радиоактивных отходов, исключающие поступление радиоактивных веществ в подземные воды.

Все эти мероприятия дают возможность создать безопасные условия труда при работе с радиоактивными веществами и предотвратить радиоактивное загрязнение атмосферного воздуха, открытых водоемов и территории.

Учет санитарных требований по радиационной безопасности при строительстве в Советском Союзе атомных электростанций значительной мощности обеспечивает нормальные условия труда персонала и исключает радиоактивное загрязнение окружающей территории, что следует считать большим достижением советской науки и техники.

Серьезные успехи, достигнутые в области радиационной безопасности, в значительной мере обусловлены созданием и развитием в нашей стране радиационной гигиены как самостоятельной отрасли науки.

Не касаясь многочисленных вопросов, охватываемых радиационной гигиеной, подчеркнем лишь значение некоторых из них. Сюда относятся результаты изучения условий труда при работе с радиоактивными веществами, разработка теоретических основ и методов защиты от проникающей радиации, изучение закономерностей, определяющих поведение радиоактивных веществ в различных природных формациях и путей возможного воздействия ионизирующей радиации на человека, оценка роли различных факторов, ограничивающих это воздействие, и т. д. Не меньшую роль сыграли разработка и усовершенствование дозиметрических, спектрометрических и радиометрических методов обнаружения радиоактивных веществ во внешней среде и в организме человека.

ИЗОТОПЫ И ИЗЛУЧЕНИЯ В НАУЧНЫХ ИССЛЕДОВАНИЯХ

Подобно тому как успехи оптики в прошлом обеспечили создание микроскопа и возникновение новой области знаний — микробиологии, открытие радиоактивности привело к возникновению радиологии и радиобиологии.

В истории науки таких примеров много. Это общий закон — вновь возникающая научная отрасль с определенного момента своего развития начинает оказывать влияние на другие дисциплины.

Примерно за 50 лет своего существования радиационная биология сделала огромные успехи. Вскрыты и изучены основные закономерности физико-химического и биологического действия излучений на биосубстраты, исследовано стимулирующее и повреждающее действие радиации на организм животных и растений, широко изучаются генетические эффекты действия ионизирующих излучений и лучевая болезнь. Нет областей биологии, в которых не использовались бы радиоактивные метки для исследования самых разнообразных

жизненных процессов. Радиобиология, установив закономерности вредного действия радиации на организм, обеспечила возможность расчетов защиты ядерных реакторов, циклотронов и т. п. Тем самым радиобиология содействовала и содействует мирному использованию атомной энергии.

Возникшая в наше время практическая потребность изучения действия ионизирующей радиации на организм человека привлекла к этой проблеме ученых разных специальностей. Физиология, биохимия, микробиология стали на службу радиобиологии. В течение нескольких десятилетий были изучены основные закономерности действия радиации на живые объекты. Не меньшее внимание уделялось работам, строящимся по обратному принципу, благодаря чему влияние радиобиологии и радиологии на другие отрасли знаний было огромным. Имеется в виду не только становление новых медико-биологических отраслей — радиационной медицины, радиационной биохимии, радиационной генетики, радиационной иммунологии, но и развитие самой медицины, биохимии, генетики и т. д.

Биохимики были поражены открытой огромной скоростью метаболических процессов в организме; они проследили пути синтеза и распада многих биологически важных веществ.

Генетики, используя мутагенное действие радиации, во много раз ускорили мутационный процесс. В результате выведены десятки новых штаммов микроорганизмов — продуцентов антибиотиков, повышен в сотни раз выход антибиотиков из культур, достигнуты большие успехи в области селекции некоторых зерновых культур и животных. Радиобиологический анализ дал возможность определить размеры элементарных частиц наследственности и решить ряд теоретических вопросов генетики. Применение ионизирующих излучений позволило впервые искусственно вызвать наследственные изменения — мутации и доказать тем самым возможность их осуществления под влиянием внешних воздействий.

Иммунологи получили сведения о фазах антителогенеза, о путях синтеза иммунных глобулинов, о роли антител и т. д.

Использование радиоактивных изотопов для решения самых разнообразных теоретических и практических задач биохимии стало в настоящее время повседневными методами работы во всех биохимических институтах страны. Не представляется возможным даже в сжатой форме перечислить вопросы, которые решаются с помощью метода меченых атомов. Этот метод имеет по крайней мере три важных преимущества: 1) он основывается на том, что организмы «не отличают» радиоактивных изотопов от стабильных; 2) за судьбой меченых соединений можно наблюдать в течение всего периода нахождения их в организме с высокой степенью точности; 3) соединения, меченные радиоактивными изотопами, можно вводить в организм в «невесомых» количествах.

Уже первые работы с использованием радиоактивных изотопов, как известно, привели к сенсационным выводам. Например, оказалось, что углекислота — не только конечный продукт обмена, а активно участвует в биохимических процессах и, в частности, в биосинтезе гликогена. При введении в рацион животных питьевой воды, меченой дейтерием, около 50% этого изотопа обнаруживается в жирных кислотах. Показано, что среднее время жизни молекул воды в организме животных составляет около двух недель, а среднее содержание воды у человека около 64%. В белках тканей взрослого организма отмечаются постоянно идущие процессы включения и выключения аминокислот.

Выдающаяся роль принадлежит методу меченых соединений при расшифровке механизмов обмена дезоксирибонуклеиновых кислот (ДНК) и передачи наследственных признаков.

Меченый тритием тимидин внедрялся в обе цепи ДНК материнской клетки совершенно равномерно. При делении материнской ДНК в дочерние ДНК

попадала лишь часть метки, и третий обнаруживали только в одной из цепей молекул ДНК. При последующих делениях наблюдались аналогичные явления. С помощью метода изотопных индикаторов обнаружено, что некоторые обменные процессы идут с неожиданно большой скоростью.

При использовании аминокислот, меченных радиоактивным углеродом, были расшифрованы пути активации свободных аминокислот в живой клетке и выявлена роль так называемой растворимой рибонуклеиновой кислоты в переносе аминокислот к рибосомам. С помощью меченых атомов получены принципиально новые сведения о биосинтезе нуклеотидов и нуклеиновых кислот. Например, используя меченные углеродом-14 формиат, рибозу, глицин и оротовую кислоту, ученые расшифровали пути биосинтеза пиримидиновых и пуриновых нуклеотидов.

Применение меченых соединений открыло совершенно новые пути для изучения обмена гормонов, ферментов, витаминов, солей и биологически активных веществ типа гистамина, серотанина. Число задач, решенных с помощью радиоактивных изотопов, огромно.

Выдающийся вклад в развитие биохимии с помощью этого метода внесли советские биохимики. Широко известны работы крупных ученых, их учеников и сотрудников: В. А. Энгельгардта, А. И. Опарина, С. Е. Северина, А. В. Палладина, Н. М. Сисакяна, В. Н. Ореховича, С. Р. Мардашева и многих, многих других.

Практически все функциональные отправления клетки, все биосинтетические процессы могут протекать лишь при наличии в клетках богатых энергией соединений и, в частности, аденозинтрифосфорной кислоты (АТФ). Решающее значение при изучении окислительного фосфорилирования и гликолиза имело использование в биохимических исследованиях радиоактивного фосфора-32. Было показано, что дифосфоглицериновая кислота активно участвует в фосфорном обмене эритроцитов и что АТФ может передавать свои лабильные фосфатные группы в состав 2,3-дифосфоглицериновой кислоты.

Существенный вклад в развитие представлений о биохимии мышц внесли работы Д. Л. Фердмана и сотрудников, выполненные с использованием радиоактивного фосфора-32. Получены новые данные о биохимических процессах в мышцах при атрофии и дистрофии, авитаминозах, гипертиреозе. Исследование химического состава головного мозга и особенностей биохимических реакций в нем представляет собой одну из увлекательнейших проблем биохимии.

В результате применения радиоактивных изотопов обнаружена определенная зависимость между интенсивностью обмена веществ в различных отделах головного мозга и функциональной сложностью этих отделов (А. В. Палладин с сотрудниками). С помощью фосфора-32 была исследована скорость обновления фосфора рибонуклеиновых кислот, фосфолипидов и фосфопротеинов в разных отделах головного мозга (Е. Крепс и др.). Особенно интересные результаты получены о биохимических процессах в мозгу при различных функциональных состояниях — процессах возбуждения и торможения.

Установлено, что при возбуждении нервной деятельности интенсифицируется обмен нуклеиновых кислот белков, фосфолипидов. Сейчас перед учеными стоит проблема снижения скорости распада АТФ в тканях мозга и сердца, имеющая серьезное значение для решения практических задач хирургии на сердце и мозге.

Применение радиоактивных изотопов открывает большие возможности для изучения физиологии и биохимии пищеварения. Интересные результаты получены Д. Э. Гродзенским при исследовании фосфорных соединений желчи, фосфорных соединений в крови при желтухе, гепатите, а также В. Н. Ореховичем с сотрудниками по изучению синтеза белка с использованием меченых аминокислот.

Многочисленные исследования, показавшие, что облучение резко нарушает нормальное течение биохимических процессов, выдвинули новую проблему — проблему химической защиты организма от ионизирующей радиации. Создан и апробирован целый ряд химических протекторов, защищающих животных и человека от смертельных и сверхсмертельных доз радиации. Наиболее активные протекторы — это меркамин, пропамин и другие производные аминокислот.

Существенный вклад в понимание кардинальных проблем иммунологии внесли советские радиоиммунологи. В качестве иллюстрации можно привести следующие данные.

Общеизвестно существование иммунитета без антител. Радиологическим исследованием установлен новый факт: полное отсутствие иммунитета при наличии в крови большого количества антител. Имеются в виду два безусловно доказанных факта: иммунитет у животных, которые были иммунизированы, а затем подвержены воздействию ионизирующей радиации, и пассивный иммунитет у облученных.

Облучение после иммунизации не влияет на выработку антител, и у облученных животных они накапливаются в тех же количествах, что и у контрольных. В то же время иммунизация перед облучением не повышает устойчивости животных к заражению, проводимому после воздействия ионизирующей радиации. Получается интересное несоответствие — высокий уровень специфических антител в крови и полное сохранение восприимчивости к возбудителю соответствующей инфекции. Эти вопросы изучали Н. Н. Клемпарская и В. Л. Троицкий на модели брюшнотифозной инфекции, О. П. Петерсон — на модели вирусной гриппозной инфекции у облученных мышей и крыс. Определение напряженности иммунитета указывает не просто на его снижение у иммунизированных и облученных животных по сравнению с иммунизированными и необлученными. В некоторых случаях регистрируется «отрицательная напряженность» — состояние, когда у облученных животных, несмотря на иммунизацию и наличие высокого титра специфических антител в крови, напряженность иммунитета меньше, чем у неиммунизированных и необлученных животных.

Таким образом, в определенных условиях наличие антител не только не обеспечивает невосприимчивость, но и не является показателем степени выраженности иммунитета. Конечно, брюшнотифозная и вирусная модели не решают окончательно вопроса, так как при этих инфекциях антитела играют далеко не ведущую роль в иммунитете. Сказанное подтверждают опыты с инфекциями, иммунитет к которым определяется в основном антителами. Следует отметить, что некоторые ученые до последнего времени по наличию и количеству антител в крови оценивают наличие и степень невосприимчивости. Опыты с облученными животными наглядно проиллюстрировали, что это далеко не параллельно меняющиеся показатели.

Вторая группа факторов, затрагивающих вопрос о роли антител в иммунитете, получена при попытках создать пассивный иммунитет у облученных животных. Оказалось, что введение готовых антител в кровь облученным животным не обеспечивает развития пассивного иммунитета такой выраженности, как у необлученных животных. Введенные антитела циркулируют в меньших количествах или быстрее выводятся и разрушаются.

Д. Р. Каулен одновременно определял уровень введенного дифтерийного антитоксина в крови морских свинок и их устойчивость к соответствующему токсину. При одинаковом титре антитоксинов в крови облученных и контрольных животных первые оказались значительно чувствительнее к токсину. Пассивная иммунизация контрольных животных, обеспечивающая невосприимчивость к 30 минимальным смертельным дозам (ДЛМ) токсина, неэффективна для 60—90% облученных животных.

Неинфекционная иммунология получила новые факты и обобщения благодаря радиобиологическим исследованиям. Прежде всего имеются в виду

данные, полученные при изучении трансплантации тканей облученным животным. Эти исследования широко ведутся в некоторых институтах Советского Союза (Ю. М. Зарецкая, Р. В. Петров и др.). На примере выполненных пересадок различных органов и кроветворных тканей (кожи, клеток, лимфатических узлов, селезенки, костного мозга и др.) окончательно доказана иммунологическая природа несовместимости тканей. У облученных животных, иммунологическая реактивность которых подавлена, трансплантаты приживаются на более длительный срок или навсегда. И это прямо пропорционально степени угнетения иммуногенеза. У облученных животных удаются не только гомотрансплантации, но и гетеротрансплантации. Использование летальных доз радиации дает возможность получить так называемых животных-химер, у которых во взрослом состоянии прижилась и функционирует ткань другого вида. Примером могут служить мыши, выжившие, несмотря на смертельное облучение, благодаря введению крысиного костного мозга. Приживание костного мозга и его функционирование доказаны гистохимическими, иммунологическими и генетическими методами. Приживаемость пересаженных в облученный организм клеток дает возможность использовать в определенных целях облучение для получения тканевых культур.

Опыты с трансплантацией облученным животным тканей, способных к антителигенезу, открыли совершенно неизвестные ранее факты. Оказалось, что трансплантированные клетки в условиях иммунной реактивности реципиента не только приживаются, но и продуцируют антитела против тканей реципиента. Продукция антител трансплантированными клетками против тканей реципиента — одна из причин поздней гибели животных, спасенных от острой лучевой болезни пересадкой костного мозга. Таким образом, при трансплантации тканей происходит не только иммунологическое воздействие организма реципиента на трансплантат, но и обратное иммунологическое влияние.

Вклад радиобиологии в иммунопатологию можно проиллюстрировать следующими важными направлениями в исследованиях.

Во-первых, изучение природы «лучевых аутоантигенов». Изменение антигенных свойств тканей после облучения были впервые описаны советскими исследователями (Р. В. Петров, Л. И. Ильина, Л. А. Зильбер). Анализ причин изменения этих свойств тканей показал, что их можно объяснить только извращением синтеза белков в пораженных радиацией тканях. Проведены специальные опыты по изучению одновременного включения двух меченых аминокислот в белки тех структурных элементов клеток, для которых типично изменение антигенных свойств после облучения (микросомы), и тех, в которых новые антигенные качества не появляются (ядра). Оказалось, что отношение двух включающихся в белки аминокислот (метионин к тирозину), до облучения равное в норме 2—3, в микросомах после облучения снижается до 0,6. В ядрах это отношение не меняется. Приведенные данные наглядно иллюстрируют роль извращения биосинтеза для возникновения аутоантигенов. Продолжение этих работ с исследованием изолированных белков показало, что нарушение аминокислотного соотношения происходит в липопротеидах и рибонуклеопротеидах.

Второе важное для иммунопатологии направление работ касается проблемы рака. Применение меченных радиоизотопами противораковых сывороток позволило установить их избирательную локализацию в опухолевой ткани при парентеральном введении. Это дало возможность провести успешные и практически важные эксперименты по использованию иммунных противораковых сывороток для специфической доставки изотопа в опухоль с лечебной целью.

Таким образом, использование радиоактивных изотопов в медицине и биологии не только дало возможность получить принципиально новые научные сведения, но и привело к появлению новых отраслей знаний, таких, как

радиобиология, радиационная гигиена и многие другие. Эти факты еще раз подтверждают ленинское положение о взаимосвязи явлений, «...взаимозависимость и теснейшая связь всех сторон каждого явления (причем история открывает все новые и новые стороны), связь, дающая единый, закономерный мировой процесс движения, таковы некоторые черты диалектики как более содержательного (чем обычно) учения о развитии» (В. И. Ленин, Соч., т. 21, стр. 38).

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ЯДЕРНЫХ ИЗЛУЧЕНИЙ В СЕЛЬСКОМ ХОЗЯЙСТВЕ

А. М. КУЗИН, Н. М. БЕРЕЗИНА

С первых же шагов развития атомной промышленности в СССР были начаты исследования возможности использования ядерных излучений в сельском хозяйстве. Исследовательские работы развивались в основном в следующих направлениях:

- 1) применение радиоактивных изотопов для решения теоретических и практических вопросов в различных областях сельского хозяйства;
- 2) использование мутагенного действия различных видов ионизирующей радиации в селекционной практике;
- 3) предпосевное облучение семян сельскохозяйственных культур с целью повышения урожайности и улучшения качества продукции;
- 4) облучение сельскохозяйственных продуктов для увеличения сроков хранения.

ПРИМЕНЕНИЕ РАДИОАКТИВНЫХ ИЗОТОПОВ В РАЗЛИЧНЫХ ОБЛАСТЯХ СЕЛЬСКОГО ХОЗЯЙСТВА

Использование радиоактивных изотопов дало возможность на принципиально новом уровне решить некоторые фундаментальные проблемы, теснейшим образом связанные с сельским хозяйством. Так, академик А. Л. Курсанов со своими сотрудниками, применяя радиоактивные изотопы углерода, фосфора и других элементов, открыл ранее не известную роль корней в углеродном питании растений, что позволило по-новому оценить значение углекислоты и карбонатов почвы в создании урожая. Использование радиоактивного углерода значительно расширило наши знания о природе фотосинтеза — этого основного процесса в формировании урожая.

Меченые атомы позволили измерить скорость передвижения веществ в растениях, что подчас было невозможно сделать прежними методами (А. И. Ахромейко, Д. Э. Гродзенский и др.).

Особенно много для сельского хозяйства дали исследования с применением радиоактивных изотопов оптимальных условий использования удобрений — этой центральной проблемы химизации сельского хозяйства. Были изучены процессы усвоения растением питательных веществ и взаимодействия удобрений с почвой, уточнены технология применения удобрений, сроки и способы их внесения, предложено более рациональное распределение доз фосфорных удобрений при подкормках хлопчатника, даны рекомендации по изменению способа внесения фосфорных удобрений на засоренных полях и в зоне промышленного свеклосеяния в целях более эффективного их использования (В. М. Клечковский, И. В. Гулякин, А. В. Соколов, О. К. Кедров-Зихман, Н. С. Журбин и др.).

Широкое применение нашел метод меченых атомов в гидрологии для решения вопросов, связанных с перемещением грунтовых вод и их удержанием различными почвами. Результаты работ по изучению движения влаги в торфянистой почве, по термодинамике и кинетике этого процесса были доложены в 1962 г. на симпозиуме, организованном в Вене МАГАТЭ.

Особенно эффективным оказался метод меченых атомов при исследовании усвояемости, поступления и распределения микроэлементов в растениях. Изучить воздействие микроэлементов, значительно повышающих урожайность сельскохозяйственных растений, методами химического анализа почти невозможно, так как эти элементы в растениях содержатся в ничтожных количествах.

В работах Я. В. Пейве, М. Я. Школьника и др. даны указания о способах внесения микроэлементов в почву и их роли в развитии сельскохозяйственных растений и животных.

Особенно перспективно применение радиоактивных изотопов в качестве индикаторов при оценке и отборе селекционного материала по важнейшим биологическим признакам, определяющим урожайность, скороспелость, холодостойкость и др.

Важные исследования с использованием меченых атомов проведены и в животноводстве. Работы советских ученых по изучению питания и процессов обмена веществ у сельскохозяйственных животных нашли свое отражение в докладе П. И. Жеребцова на Международном симпозиуме по применению радиоизотопов в исследованиях питания животных (Вена, 1965). Метод радиоактивных индикаторов дал возможность глубже понять процессы обмена веществ и усвоения пищи животными, изучить роль микроэлементов в питании животных.

Установлено, что некоторые эндемические заболевания животных являются следствием недостатка микроэлементов в пище. Добавление их в кормовые рационы полностью ликвидировало эти заболевания (В. В. Ковальский, Я. М. Берзин и др.).

Метод меченых атомов успешно используется для определения токсикологических характеристик и остаточных количеств ядохимикатов, применяемых в сельскохозяйственной практике. Обширные исследования вопросов защиты растений с помощью меченных радиоизотопами инсектицидов нашли отражение в работах, доложенных в 1962 г. в Вене на Международном симпозиуме по применению радиоактивных изотопов в энтомологии. На этом же симпозиуме были подведены итоги использования радиоизотопов для маркировки насекомых, сельскохозяйственных вредителей с целью установить дальность их распространения, скорость миграции и эффективность мероприятий по борьбе с ними (В. И. Жадин, А. Н. Световидов, А. С. Трошин и др.). Метод меченых атомов использован и для маркировки рыб при решении ряда вопросов, важных для рыбного хозяйства.

В кратком очерке невозможно описать все области плодотворного применения метода радиоактивных индикаторов. Однако уже из приведенных примеров видно широкое внедрение этого перспективного метода в различные отрасли сельского хозяйства.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ МУТАГЕННОГО ДЕЙСТВИЯ РАЗЛИЧНЫХ ВИДОВ ИОНИЗИРУЮЩЕЙ РАДИАЦИИ В СЕЛЕКЦИОННОЙ ПРАКТИКЕ

Многолетние исследования советских и зарубежных ученых по радиационной генетике растений, животных и микроорганизмов показали, что, используя в определенных дозах ионизирующие излучения (рентгеновское и γ -излучение, нейтроны, протоны), можно вызвать многообразные радиационно-химические молекулярные изменения в структурах клеточных ядер — хромосом,

которые ведут к появлению самых разнообразных наследственных отклонений — мутаций. Отбирая среди таких радиационных мутаций наиболее ценные, можно создать новые формы организмов. Мутагенное действие ионизирующей радиации было открыто в 1925 г. в опытах с дрожжами Г. А. Надсоном и Г. Г. Филипповым в Ленинградском радиевом институте. В 1927—1934 гг. Л. Н. Делоне и А. А. Сапегин показали возможность использования рентгеновских лучей в селекции пшеницы, а А. К. Лещенко, М. Ф. Терновский и др. получили несколько интересных радиационных мутантов у пшеницы, гороха, сои, табака. Начиная с 1956 г. работы по получению радиационных мутаций возобновились в лаборатории радиационной генетики Института биофизики АН СССР, возглавляемой Н. П. Дубининым. К этому времени селекционеры и генетики получили возможность кроме рентгеновских и ультрафиолетовых лучей использовать разнообразные мощные источники для облучения растений, как, например, γ -излучение долгоживущих радиоактивных изотопов кобальта-60, цезия-137, нейтронное излучение реакторов, потоки электронов на ускорителях.

Исследования в этой области широко развернулись во многих научных учреждениях, и уже получены хозяйственно-перспективные мутанты озимой и яровой пшеницы, гороха, фасоли, сои, картофеля, томатов, хлопчатника, успешно проходящие конкурсные сортоиспытания. В Институте биофизики АН СССР совместно с Институтом зернового хозяйства и НИИ сельскохозяйственных центральных районов нечерноземной полосы выведены новые мутанты пшеницы при нейтронном облучении семян пшенично-пырейного гибрида ППГ-186. Перспективен мутант крупноколосый с плотным восковым налетом и прямостоящим стеблем, превосходящий исходную форму по урожайности и устойчивости к заболеваниям.

Большой экономический эффект получен от выведения методом радиоселекции породы тутового шелкопряда, меченного по полу. Самцы тутового шелкопряда отличаются тем, что их коконы на 20—25% шелконоснее, чем коконы самок. Таким образом, при отборе и выкормке меченных по полу самцов удалось повысить выход шелка на 39% (Б. Л. Астауров и др.).

Чрезвычайно эффективными оказались методы радиационной селекции в микробиологии, где благодаря быстрой смене поколений удалось выделить высокопродуктивные штаммы продуцентов пенициллина и других антибиотиков (С. И. Алиханян и др.).

Ионизирующая радиация наряду с химическими мутагенами широко используется всеми селекционными станциями и сельскохозяйственными институтами, что значительно способствует получению новых высокопродуктивных сортов растений, а также микроорганизмов, продуцентов витаминов, аминокислот и антибиотиков.

ПРЕДПОСЕВНОЕ γ -ОБЛУЧЕНИЕ СЕМЯН СЕЛЬСКОХОЗЯЙСТВЕННЫХ КУЛЬТУР С ЦЕЛЬЮ ПОВЫШЕНИЯ И УЛУЧШЕНИЯ КАЧЕСТВА УРОЖАЯ

Использование ядерных излучений в растениеводстве открыло новые, широкие возможности для изменения обмена веществ у сельскохозяйственных растений, повышения их урожайности, ускорения развития и улучшения качества.

В результате первых исследований радиобиологов было установлено, что ионизирующая радиация — мощный фактор воздействия на рост, развитие и обмен веществ живых организмов. Под влиянием γ -облучения у растений, животных или микроорганизмов меняется сбалансированный обмен веществ, ускоряется или замедляется (в зависимости от дозы) течение физиологических процессов, наблюдаются сдвиги в росте, развитии, формировании урожая.

Большой вклад в постановку проблемы и экспериментальное доказательство стимулирующего действия определенных доз ионизирующей радиации сделан Л. П. Бреславец.

За последнее десятилетие советскими радиобиологами Л. П. Бреславец, Н. М. Березиной, А. М. Кузиным и др. проведены углубленные исследования механизма действия стимулирующих доз γ -излучения при предпосевном облучении семян. Под влиянием облучения в семенах возникает множество свободно-радикальных центров, аккумулирующих поглощенную энергию. В семенах с кондиционной влажностью эти центры существуют в течение многих часов. При увлажнении семян в присутствии кислорода свободные радикалы дают начало цепным радиобиохимическим процессам, приводящим к возникновению в семенах сильно окисленных веществ типа перекисей и ортохинонов. Появление этих веществ на самых ранних стадиях прорастания вызывает активацию некоторых ферментов. В эндосперме, щитке, и зародыше прорастающего семени усиливаются окислительные и гидролитические ферментативные процессы, начинается более быстрая мобилизация и приток к зародышу питательных веществ, что приводит к лучшему прорастанию облученных семян, их ускоренному развитию, более раннему созреванию и повышению урожайности.

Следует особо отметить, что при γ -облучении в семена не попадают радиоактивные вещества. Облученные семена, как и выращенный из них урожай, нерадиоактивны. Оптимальные дозы облучения только ускоряют нормальные процессы, происходящие в растений, и поэтому совершенно необоснованны какие-либо опасения и предостережения против использования в пищу урожая, полученного из семян, подвергавшихся предпосевному облучению. Показано также, что эффект облучения зависит не только от дозы, но и от сложного комплекса факторов внешней среды и физиологического состояния облучаемых организмов.

В 1955 г. на Первой международной конференции по мирному использованию атомной энергии в Женеве впервые было доложено о работах советских ученых по предпосевному облучению семян. Как показали эксперименты, стимулирующие дозы для сельскохозяйственных культур колеблются от 100 р (для такой радиочувствительной культуры, как конские бобы) до 2500 р (для радиорезистентных культур, например моркови).

С 1961 г. в нашей стране проводится широкая производственная проверка метода предпосевого облучения семян различных сельскохозяйственных культур. Для этих целей используются экспериментальные транспортабельные установки ГУПОС (А. В. Бибергаль и др.) с пропускной способностью около одной тонны семян в сутки. К 1968 г. будут созданы мощные радиационные передвижные установки для облучения семян хлопчатника, картофеля, зерновых и овощных культур непосредственно в совхозах и колхозах.

Краснодарский витаминный комбинат в течение трех лет в результате облучения семян моркови в дозе 2500 р получил повышение содержания каротина (необходимого для приготовления витамина А) в корнеплодах на 12—29%. Увеличение каротина в урожае является следствием повышения веса корнеплодов и процентного содержания каротина в них, по-видимому, в результате нарушения баланса биохимических процессов.

Заслуживают внимания проводимые в Литовской ССР эксперименты по предпосевному облучению семян сахарной свеклы, показывающие возможность повышения урожая корнеплодов при более высокой сахаристости их.

Большой экспериментальный материал по предпосевному облучению семян, полученный советскими учеными, обобщен в монографии Н. М. Березиной «Предпосевное облучение семян сельскохозяйственных растений» (М., Атомиздат, 1964). С исчерпывающей достоверностью установлено наличие стимулирующего действия определенных доз ионизирующих излучений. Дано

теоретическое обоснование приему предпосевного облучения. Показана возможность практического использования предпосевного облучения при соблюдении комплекса условий, обеспечивающих появление эффекта стимуляции.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ ДЛЯ ПОВЫШЕНИЯ СРОКОВ ХРАНЕНИЯ СЕЛЬСКОХОЗЯЙСТВЕННЫХ ПРОДУКТОВ

Хорошо известно, какой урон приносит хозяйству прорастание картофеля и овощей в овощехранилищах в весенний период. Оно портит их вкусовые качества, значительно снижает количество питательных веществ, требует затрат ручного труда для переборки и удаления ростков. Еще в 1955 г. было показано, что, облучая перед хранением картофель в дозе 15 000—20 000 *р*, можно полностью ликвидировать его прорастание в весенние месяцы и сохранить пищевые качества.

Однако, как показали исследования, облучение в этих дозах снизило сопротивляемость картофеля к грибково-плесневым поражениям, особенно если поверхности клубней повреждены, что обычно неизбежно при механической уборке картофеля.

В Институте биохимии АН СССР проведена большая работа по разработке практически выгодного метода γ -облучения. Доза облучения была уменьшена до 8000—10 000 *р*. При этом картофель не прорастал и мог храниться в хорошем состоянии долгое время. Многочисленные лабораторные и полупроизводственные испытания показали перспективность этого метода для сохранения урожая.

В 1964 г. на Дзержинской базе Мосгорплодоовощторга закончено строительство специальной установки для облучения картофеля. Картофель поступает в камеру для облучения в сборно-разборных контейнерах, предназначенных для его хранения. В центре камеры расположен источник кобальт-60. Картофель в контейнере перемещается вокруг источника и таким образом равномерно облучается со всех сторон в дозе 7—10 *кр*. Камера для облучения защищена бетонными стенами толщиной 1,5 м, полностью поглощающими γ -излучение.

В 1964 г. на этой установке впервые в производственном масштабе облучили 200 *т* картофеля урожая 1963 г. Затем его хранили в обычном неохлажденном складе до июля — августа, т. е. до получения нового урожая. Облученный картофель не пророс. По пищевым качествам он не отличался от необлученного. В июле часть облученного картофеля отправили в несколько отдаленных округов (Средняя Азия, Закавказье, Заполярье). Это был первый опыт длительной перевозки картофеля после десяти месяцев хранения. В места назначения он был доставлен в хорошем состоянии. В Московском овощехранилище облученный картофель находился в хорошем состоянии до ноября 1964 г.

Большой урон народному хозяйству наносят многочисленные насекомые — вредители сельского хозяйства, уничтожающие огромное количество зерна, муки и других продуктов питания. Поэтому как только источники ионизирующего излучения стали доступны, начались исследования возможности их использования для уничтожения различных насекомых-вредителей. На опыте с амбарным долгоносиком было показано, что облучение в дозе 10 *кр* полностью прекращает развитие яиц и личинок долгоносика, а самого его делает неспособным к размножению (А. А. Передельский, Е. С. Перцовский и др.).

Следовательно, если зерно перед загрузкой в элеватор пропустить через бункер, где установлен мощный источник радиации, то возможность размножения этого вредителя будет исключена и зерно сможет храниться длительное

время без каких-либо потерь. Само зерно как питательный продукт не меняется при таких дозах облучения (10 кр). Тщательные исследования питательных веществ облученного зерна не показали никаких изменений. Употребление его для корма четырех поколений экспериментальных животных не вызвало каких бы то ни было отклонений в росте, способности к размножению и других патологических отклонений от нормы.

РАДИАЦИОННАЯ ТЕХНИКА

Г. И. КИРЬЯНОВ, И. И. КРЕЙНДЛИН, Н. И. ЛЕЩИНСКИЙ,
С. В. МАМИКОНЯН, В. Б. ОСИПОВ, А. Г. СУЛЬКИН,
Г. М. ФРАДКИН, А. С. ШТАНЬ, В. А. ЯНУШКОВСКИЙ

ВВЕДЕНИЕ

Радиационная техника разрабатывает методы и средства использования ядерных излучений в целях получения новых свойств веществ, преобразования энергии распада радиоактивных веществ в тепловую и электрическую, контроля и автоматизации технологических процессов в промышленности, диагностике и терапии различных заболеваний и т. д.

Источниками α -, β -, γ - и нейтронного излучений, используемыми в радиационной технике, являются искусственные радиоактивные изотопы, ускорительные установки и устройства.

Проникая в традиционные области применения ионизирующих излучений, такие, как рентгенодефектоскопия, рентгеновская и кюритепия, искусственные радиоактивные изотопы и ядерные излучения стали завоевывать все новые и новые сферы применения.

Радиационная техника находит широкое применение в научных исследованиях, в химической и пищевой промышленности, в медицине и сельском хозяйстве. Под действием излучения осуществляются процессы полимеризации, вулканизации, хлорирования, окисления и многие другие.

Радиационная полимеризация не требует введения в процесс вещественного инициатора, поэтому возможно получение достаточно чистых полимеров. С помощью радиации осуществляется полимеризация мономеров, которые не полимеризуются обычным химическим путем, и, таким образом, представляется возможность получать новые виды пластмасс.

Резины, изготовленные в процессе радиационной вулканизации без использования тепла, серы и химических катализаторов, обладают иной, отличной от обычных резин структурой, новыми конструкционными и эксплуатационными свойствами.

Радиационные вулканизаты приобретают повышенные механические качества (износостойкость, малые потери на гистерезис, выносливость при многократных деформациях), устойчивость к действию повышенных температур и химически агрессивных сред.

Реакция сульфохлорирования является одной из основных в производстве моющих средств. Обычно этот процесс проводится под действием ультрафиолетового света или в присутствии катализаторов. Реакция сульфохлорирования под действием γ -излучения осуществляется в более выгодных условиях и имеет более высокие технико-экономические показатели.

Радиационная обработка сельскохозяйственных продуктов осуществляется в целях стерилизации (уничтожения паразитов, бактерий) и удлинения сроков

хранения. Предпосевное облучение некоторых посевных материалов стимулирует всхожесть, позволяет получать новые мутации сельскохозяйственных культур*.

Средства радиационной техники для преобразования энергии радиоактивного распада в электрическую применяются в различных областях народного хозяйства как источники электрической энергии — для питания автоматических радиометеорологических и других специальных устройств.

Радиационные методы, используемые для получения информации о качественных и количественных параметрах материалов и изделий, применяются в промышленности для контроля и автоматизации технологических процессов.

Обеспечению высокой надежности созданных за последние годы ракет для космических полетов, атомных подводных лодок, магистральных газо- и нефтепроводов способствовали неразрушающие методы контроля изделий, главными из которых являются методы радиационной дефектоскопии. Радиационная дефектоскопия позволяет выявлять скрытые пороки (нарушения сплошности и однородности) в материалах и изделиях без их разрушения или порчи, что дает возможность осуществлять не только выборочный контроль, но и сплошную проверку серийной продукции. Она позволяет также определять форму и размеры деталей и механизмов, недоступных внешнему осмотру и непосредственному измерению.

Контроль элементного состава вещества в процессе производства требует использования экспрессных методов анализа. Наиболее оперативными методами элементного анализа являются методы радиоактивного анализа. Особо важное значение придается радиоактивационному анализу в производстве полупроводниковых материалов.

Непрерывно развивающееся производство искусственных радиоактивных изотопов и успехи ядерной физики за последние годы стимулировали расширение научно-исследовательских работ в области медицинской радиологии. Радиационные методы диагностики и терапии получили всеобщее признание и используются в клинической практике наряду с другими традиционными методами**.

Трудно перечислить все области и направления науки, техники, медицины, сельского хозяйства, в которых радиационные методы и радиационная техника находят применение. В настоящее время радиационная техника в руках человека является мощным средством научного и технического прогресса.

ИЗОТОПНЫЕ ИСТОЧНИКИ ЭЛЕКТРИЧЕСКОЙ И ТЕПЛОВОЙ ЭНЕРГИИ

В последние годы большое внимание уделяется созданию маломощных автономных источников тепловой и электрической энергии на основе применения радиоактивных изотопов.

Изотопные источники, отличающиеся простотой конструкции, высокой надежностью, длительным сроком службы (месяцы и даже годы) и работающие без обслуживания человека, применяются главным образом для питания различных устройств, находящихся в космическом пространстве, в море и труднодоступных, отдаленных районах земного шара.

Разработки источников электрической энергии на основе радиоактивных изотопов как в нашей стране, так и за рубежом были начаты с источников

* См. статью А. М. Кузина, Н. М. Березиной «Использование ядерных излучений в сельском хозяйстве» (стр. 318 настоящего издания).

** См. статью В. В. Бочкарева и др. «Атомная энергия в биологии и медицине» (стр. 293 настоящего издания).

малой мощности (примерно милливатт) — атомных батарей. Источники такого типа изготавливаются и в настоящее время, они используются для питания сеточных цепей радиоаппаратуры, эталонов напряжения, для зарядки дозиметров и автоматического подзавода часов, т. е. в тех случаях, когда требуется высокая стабильность параметров при незначительном потреблении энергии.

Развитие атомной промышленности и методов прямого преобразования тепловой энергии в электрическую позволило перейти к созданию энергоемких источников электрической энергии мощностью до нескольких сот ватт, использующих в качестве источника тепла энергию распада радиоактивных изотопов. Преобразование тепла в электричество осуществляется главным образом с помощью термоэлектрического метода, хотя значительные работы ведутся и в других направлениях, в частности в области термоэмиссионных преобразователей.

При создании изотопных источников тока приходится решать многие научно-технические задачи, при этом выбор конструкции генератора определяется радиационно-физическими свойствами применяемого радиоактивного вещества («топливо»), способом преобразования энергии, условиями эксплуатации генератора.

Как известно, радиоактивные изотопы в большом количестве получают либо выделением их из продуктов деления ядерного горючего, либо облучением мишеней в мощных нейтронных потоках.

Из всех известных радиоактивных изотопов (около 1000) в термоэлектрических генераторах используется только небольшая их часть. Наиболее перспективны изотопы Sr^{90} , Cs^{137} , Ce^{144} , Pm^{147} , Po^{210} , Pu^{238} , Cm^{242} , Cm^{244} , Ac^{227} , RaTh (Th^{228}), U^{232} , Co^{60} , Ir^{192} , Tm^{170} .

Среди осколков деления урана в качестве топлива по своим свойствам наиболее приемлемы β - и γ -излучающие изотопы Sr^{90} , Cs^{137} , Ce^{144} . В тех случаях, когда гамма-фон не допускается и вес установок жестко ограничен, на помощь приходят α -радиоактивные изотопы Pu^{238} , Cm^{242} , Cm^{244} и Po^{210} , получаемые в результате облучения нейтронами нептуния, америция и висмута.

Использование в качестве источника тепловой энергии радиоактивных изотопов дает определенные преимущества перед другими источниками тепла. Изотопные источники компактные, количество выделяемого ими тепла не зависит от внешних условий. В целях обеспечения полной безопасности оболочки блоков изготавливаются из механически прочных и коррозионностойких материалов (титан, особые марки нержавеющей стали), которые способны сохранять герметичность в течение десятков лет.

Расчеты и имеющийся опыт в области создания и проектирования изотопных источников электрической энергии позволяют сделать заключение, что удельное тепловыделение топлива должно быть не менее $0,1 \text{ вт/см}^3$; при меньшем удельном тепловыделении эффективного использования тепла практически трудно достичь из-за больших тепловых потерь.

Коэффициент полезного действия источника электрической энергии, как известно, складывается из теплового к.п.д. установки (доля тепла, направляемого на термоэлектрический преобразователь) и к. п. д. термоэлектрического преобразователя. Достигнутые тепловые к. п. д. изотопных термоэлектрических генераторов составляют 70—90%.

Конструктивно генератор выполняют таким образом, чтобы практически весь тепловой поток проходил через термоэлектрический преобразователь. С целью уменьшить тепловые потери термоэлектрический преобразователь размещают на возможно большей площади теплового блока, при этом свободную площадь окружают тепловой изоляцией. Применяемая изоляция должна обладать минимальной теплопроводностью, стойкостью в радиационных полях, достаточной механической прочностью.

Существующие изоляции на основе перлитов имеют коэффициент теплопроводности $0,05 \text{ вт}/(\text{м} \cdot \text{град})$ ($t_{\text{ср}} = 150^\circ \text{C}$), на основе аэрогелей и стеклянной или минеральной ваты $0,025\text{—}0,04 \text{ вт}/(\text{м} \cdot \text{град})$, газозакранные $0,015\text{—}0,02 \text{ вт}/(\text{м} \cdot \text{град})$.

Эффективность термоэлектрического преобразователя определяется главным образом добротностью * применяемых материалов. Такими материалами могут быть полупроводниковые вещества на основе $\text{Bi} - \text{Te}$, $\text{Pb} - \text{Te}$, $\text{Si} - \text{Ge}$ и пр.

В последние годы создана целая серия генераторов, которые по удельной энергоемкости в сотни и тысячи раз превосходят лучшие типы химических батарей.

Некоторые из генераторов проходят испытания в естественных условиях, обеспечивая питание блоков автоматических радиометеорологических станций и других аналогичных систем. Так, например, установка «Бета-1» на основе Ce^{144} (рис. 1) в течение 1963—1964 гг. успешно прошла опытную эксплуатацию в составе действующей автоматической метеостанции типа АРМС-Н. За время работы установка выработала $25\,000 \text{ вт} \cdot \text{ч}$ электроэнергии.

В 1964 г. в строй вступила установка «Бета-2» на основе Sr^{90} (рис. 2), за истекшие два года она выработала около $90\,000 \text{ вт} \cdot \text{ч}$ электроэнергии.

Успешно проходят опытные испытания изотопный источник электрической энергии на основе Cs^{137} , разработанный в 1964 г. (выработано $\sim 200\,000 \text{ вт} \cdot \text{ч}$ электроэнергии). Закончена также разработка нескольких типов изотопных источников электрической энергии на основе Pu^{238} и Cm^{242} .

Ежегодно в отдаленных и труднодоступных районах нашей страны сооружаются сотни автоматических гидрометеорологических станций. Хорошо известно, сколь велика роль метеослужбы в работе промышленности, транспорта и сельского хозяйства. Автоматические метеорологические станции периодически передают по радио данные о скорости и направлении ветра, температуре воздуха и атмосферном давлении, о количестве выпавших осадков и солнечном сиянии. Применение для этих целей изотопных генераторов «Бета-1» и «Бета-2» имеет большое значение. Они могут надежно работать в любых климатических условиях (в том числе и в районах длительного безветрия — Якутия, Красноярский край), независимо от характера окружающей среды.

РАДИАЦИОННЫЕ УСТАНОВКИ

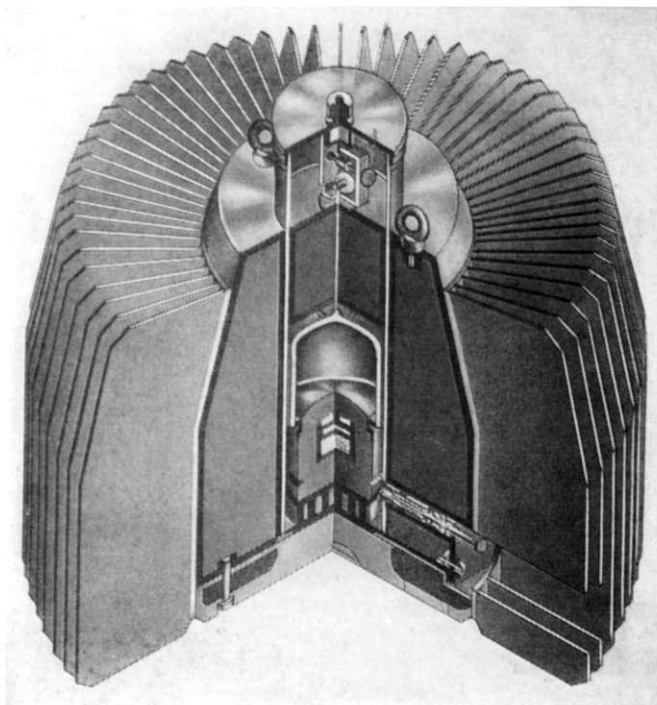
Создание мощных источников ионизирующих излучений, в основе которых лежит использование радиоактивных изотопов Co^{60} , Cs^{137} , ускорителей заряженных частиц, тепловыделяющих элементов и радиационных контуров ядерных реакторов, привело к значительному расширению радиационно-химических и радиационно-биологических исследований.

* Под добротностью материала понимается величина $Z = \frac{\alpha^2 \sigma}{\lambda}$, где α , σ и λ — коэффициенты термоэлектродвижущей силы, удельной электро- и теплопроводности соответственно. Коэффициент полезного действия преобразователя можно выразить через добротность материала и температурный уровень

$$\eta = a \frac{T_{\text{г}} - T_{\text{х}}}{T_{\text{г}}} \cdot \frac{\sqrt{1 + ZT} - 1}{\sqrt{1 + ZT} + \frac{T_{\text{х}}}{T_{\text{г}}}},$$

где a — коэффициент тепловых потерь в батарее; $T_{\text{г}}$ и $T_{\text{х}}$ — температура горячего и холодного спаев термоэлемента. Практически получаемые значения термоэлектрических к. п. д. на одном каскаде достигают $4\text{—}7\%$.

Рис. 1. Изотопный источник электрической энергии «Бета-1».



На первой стадии исследований проводились чисто качественные эксперименты. Радиационные установки этого периода отличались значительными конструктивными упрощениями и низкими техническими характеристиками: слишком малые рабочие объемы (примерно 10 см^3), низкая мощность дозы ионизирующих излучений при полном отсутствии возможности ее варьирования, недостаточная эффективность защитных устройств, трудности проведения эксперимента. В качестве источника ионизирующих излучений на этих установках и экспериментальных стендах в основном применялся Co^{60} [например, установка Научно-исследовательского физико-химического института (НИФХИ) им. Л. Я. Карпова, представляющая собой сферический свинцовый контейнер, в центральной части которого в небольшой полости размещаются облучаемый объект и источник Co^{60} активностью до 10 кюри, установка К-300 и пр.]. В некоторых случаях применялось рентгеновское излучение и ускоренные электроны (например, промышленная рентгеновская установка РУП-400 с измененной трубкой, позволяющей выпускать пучок электронов в атмосферу; каскадные генераторы электронов с энергией примерно 1 Мэв и пр.).

В настоящее время чисто качественные эксперименты отошли на второй план по сравнению с изучением количественных характеристик радиационных процессов: зависимости радиационного выхода продукта от мощности поглощенной дозы излучения, механизма радиационного процесса от химических и биологических условий его проведения.

В некоторых научно-исследовательских институтах были созданы мощные экспериментальные установки с использованием источников γ -излучения Co^{60} , Cs^{137} , ускорителей заряженных частиц (например, электростатический генератор электронов ЭГЭ-2,5, смонтированный в НИФХИ им. Л. Я. Карпова), радиационных контуров ядерных реакторов (Институт физики АН ГрузССР и Институт физики АН ЛатвССР).

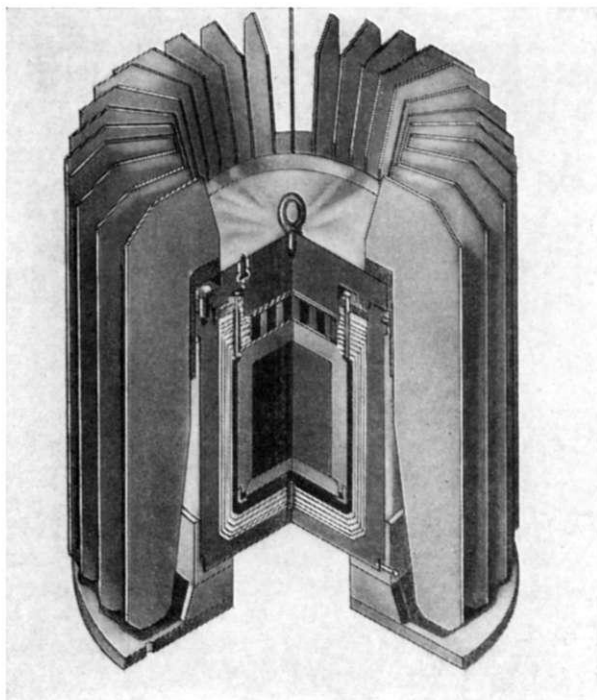


Рис. 2. Изотопный источник электрической энергии «Бета-2».

Характерным для экспериментальных изотопных радиационно-химических установок является применение в качестве источника излучения высокоактивного изотопа Co^{60} , позволяющего получать высокую мощность поглощенной дозы (порядка нескольких тысяч рад в секунду) в значительных для экспериментальных условий объемах (до 1,0 л).

Большинство экспериментальных радиационно-химических установок (например, установки К-20000, Н-16000, МРХ-γ-30 и др.) имеет цилиндрические облучатели, собранные из отдельных стержневых высокоактивных сборок с постоянными геометрическими размерами. Исключение составляют установки типа К-60000 с облучателем переменных размеров, формы и активности, что особенно важно для исследования механизма радиационно-химических реакций, создания различных физико-химических условий проведения экспериментов и моделирования радиационно-химических аппаратов.

Наиболее экономически эффективными являются радиационно-химические процессы, протекающие по радикально-цепному механизму, так как они, имея высокий радиационно-химический выход ($10^3 - 10^6$ молекул на 100 эв), даже при многотоннажном производстве не требуют больших затрат на источники инициирования.

В некоторых процессах инициирование осуществляется с помощью ультрафиолетового излучения, например:

- 1) сульфохлорирование парафиновых углеводородов для получения моносульфохлорида — промежуточного продукта при производстве сульфоната, применяемого в химической промышленности в качестве эмульгатора при полимеризации этилена и являющегося высокоэффективным синтетическим моющим средством;

- 2) сульфохлорирование и хлорирование полиэтилена и полипропилена в кипящем слое в целях получения сульфохлорированных полиэтилена и поли-

пропилена, используемых в качестве добавок в каучук для придания ему кислото- и термостойкости и улучшения механических свойств;

3) хлорирование бензола при производстве гексахлорана — одного из наиболее употребляемых в сельском хозяйстве ядохимикатов.

Использование ионизирующих излучений для инициирования этих процессов представляется вполне оправданным, так как радиационное инициирование лишено недостатков, присущих фотохимическому и химическому методам.

Скорость радиационного инициирования не зависит от оптической плотности реакционной среды и определяется в основном мощностью дозы излучения.

Узкие энергетические спектры излучения Co^{60} и Cs^{137} дают возможность более точно рассчитать параметры аппаратов.

Применение источников γ -излучения снижает расход электроэнергии, значительно упрощает отвод реакционного тепла, ликвидирует локальные перегревы среды, приводящие к образованию вредных примесей, которые в конечном счете останавливают процесс.

Источники излучения высокой проникающей способности позволяют работать на аппаратах с большим давлением, что существенно повышает их производительность. В отличие от фотохимического метода применение изотопа с большим периодом полураспада для радиационного инициирования обеспечивает непрерывное ведение процесса в течение длительного времени (несколько месяцев, год), что также существенно повышает производительность аппаратов.

Для осуществления процесса радиационного сульфохлорирования парафиновых углеводородов в условиях цеха в целях получения сульфоната во Всесоюзном научно-исследовательском институте радиационной техники (ВНИИРТ) разработан промышленный радиационно-химический реактор (радиационный сульфохлоратор РС-2,5, рис. 3). Сравнительно невысокая активность облучателя (суммарный выход γ -излучения составляет 2500 г-экв радия) позволила создать компактную высокоэффективную систему защиты из сборного чугуна литья. Барботирование большого количества газообразных реагентов, Cl_2 и SO_2 (до 100 м³/ч), обеспечивает интенсивное перемешивание реакционной среды.

Это сделало возможным применение протяженного линейного облучателя, расположенного по оси цилиндрического реактора (рабочий объем реактора 2 м³), и тем самым обеспечило высокий коэффициент использования излучения (примерно 50%).

Наряду с цепными радиационно-химическими процессами, экономически эффективными благодаря их невысокой радиационной энергоемкости, исследованы нецепные радиационно-химические процессы с относительно высокой энергоемкостью (доза 10^6 — 10^7 рад). Внедрение нецепных процессов в промышленность очень важно, так как полученные таким способом материалы обладают ценными, уникальными свойствами. К числу таких процессов относятся:

1) радиационная вулканизация резинотехнических изделий, в частности вулканизация высокотермостойкой самослипающейся электроизоляционной ленты, применяющейся в качестве изоляции турбогенераторов, капсульных генераторов высоковольтных электрических машин постоянного и переменного тока и т. п.;

2) радиационная сшивка полиэтилена в изделиях, в частности радиационная обработка полиэтиленовой пленки в целях придания ей высоких механических прочностных свойств и термостойкости;

3) модификация древесины путем радиационной полимеризации мономеров (стирол, метилметакрилат и др.), пропитывающих древесину.

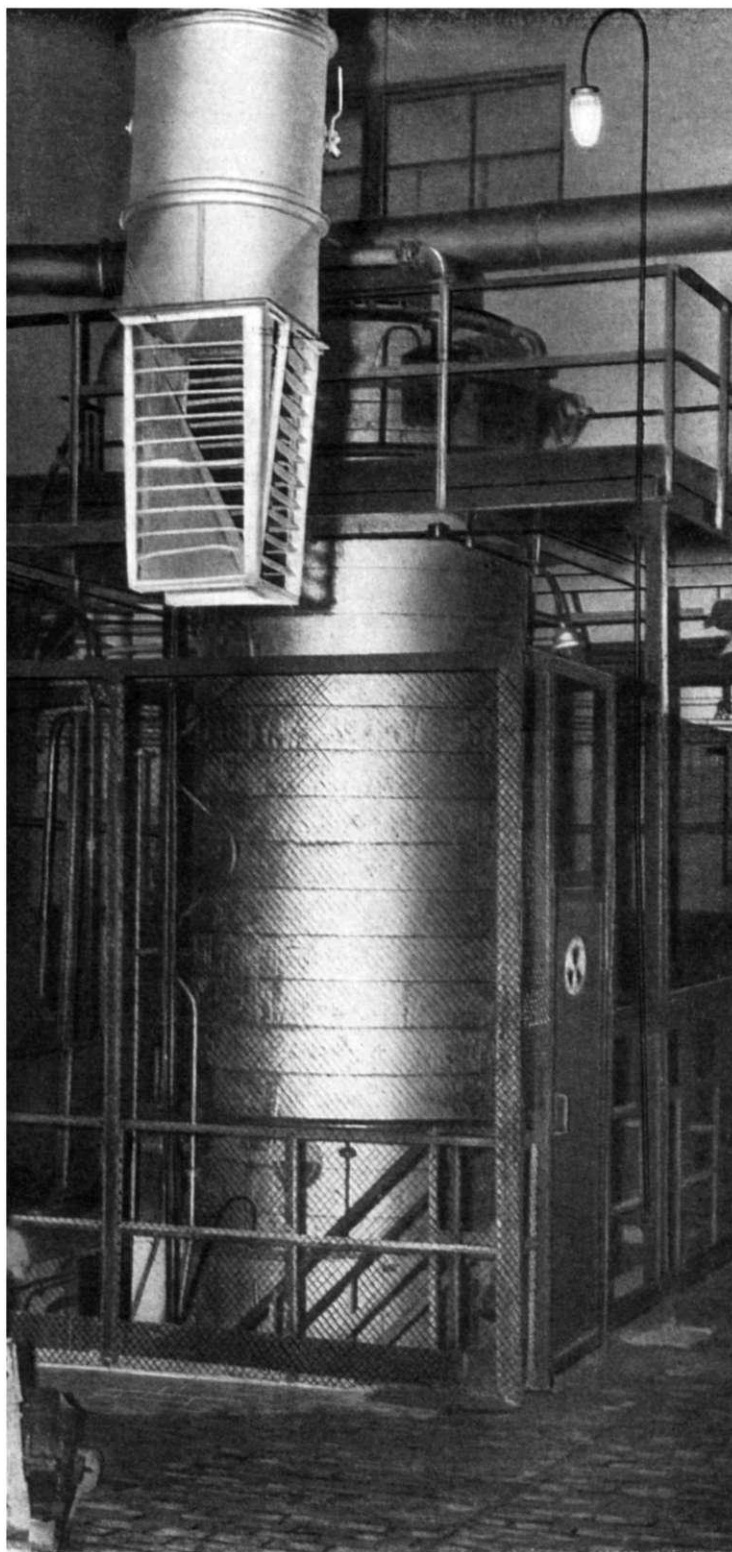


Рис. 3. Общий вид
сульфохлоратора
РС-2,5.

Радиационно-биологические исследования проводятся в основном в трех направлениях:

1) изучение вредного воздействия ионизирующих излучений на живой организм;

2) исследование стерилизующего действия ионизирующих излучений на различные биологические объекты (например, полная или частичная стерилизация вредных насекомых, поражающих сельскохозяйственные культуры, стерилизация пищевых продуктов, медикаментов и т. п.);

3) выяснение генетического действия ионизирующих излучений на растительные клетки (например, облучение растений с целью получить растения с новыми свойствами, облучение семян растений для стимулирования роста и созревания растений и т. п.).

Характерным для исследовательских радиационно-биологических установок является сравнительно невысокая мощность дозы (до нескольких сот рентген в секунду), что дает возможность применять источники низкой удельной активности, в частности Cs^{137} . Для первых двух направлений радиационно-биологических исследований характерно использование стационарных установок (ГУБЭ, ЭГО-2, установки Института экспериментальной патологии и терапии АМН СССР для длительного облучения различных животных, Института ядерной физики АН УзССР, Всесоюзного института электрификации сельского хозяйства).

Общим для этой группы установок является использование воды в качестве защитного материала при хранении источников, применение облучателя цилиндрической формы, внутри которого проводится облучение объектов. Максимальная мощность дозы внутри рабочих объемов не превышает 50—100 *р/сек*. Конструктивной особенностью установки ГУБЭ является облучение объектов под водой, а также возможность изменения мощности дозы путем изменения размеров облучателя.

Исследования в области стимулирования прорастания семян и роста растений на первом этапе проводились на стационарных установках, однако в дальнейшем для проведения экспериментов на опытных полях селекционных станций стало необходимым создание транспортабельной установки. Такая установка (ГУПОС) была разработана Институтом биофизики АН СССР и в настоящее время выпускается серийно. Благодаря использованию в качестве источника Cs^{137} установка имеет сравнительно небольшой вес — около 1 *т*, при довольно значительной производительности — до 1000 *кг·рад/мин*. Заслуживает также внимания разработанная во ВНИИРТе малогабаритная установка для предпосевного облучения семян овощных культур (рис. 4). В качестве источника γ -излучения в этой установке применен Cs^{137} активностью примерно 1 *кюри*. Установка предназначена для парниковых и других небольших хозяйств (с посадочной площадью до 50 000 *м*²).

Исследования в области реализации радиационно-биологических процессов привели к созданию укрупненных специализированных установок, позволяющих проводить технико-экономические оценки этих процессов. В частности, для исследования процессов радиационного консервирования пищевых продуктов в филиале Всесоюзного научно-исследовательского института консервной и овощесушильной промышленности разработана установка с плоскостным облучателем, имеющим общий выход γ -излучения порядка 200 000 *г-экв* радия, а для облучения картофеля в целях продления сроков его хранения на одной из овощных баз построена опытно-производственная установка. В настоящее время разрабатываются установки для радиационной дезинсекции сухофруктов, предпосевного облучения семян хлопчатника, облучения рыбы и рыбпродуктов.

Быстрое увеличение в последние годы числа разрабатываемых и построенных установок, расширение областей их применения, переход к опытно-произ-

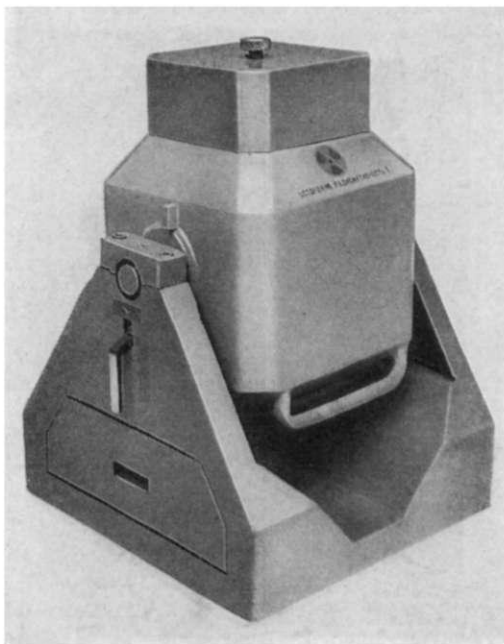


Рис. 4. Малогабаритная установка для предпосевного облучения семян овощных культур.

водственным и производственным установкам — все это указывает на перспективы развития радиационной техники. Имеющиеся в настоящее время данные позволяют ожидать значительной экономической эффективности от применения этого вида техники в народном хозяйстве.

РАДИОИЗОТОПНОЕ АППАРАТОСТРОЕНИЕ

Советский Союз начал выпускать большими сериями пять типов радиоизотопных аппаратов для удовлетворения потребностей промышленности и медицины. Это были аппараты с источниками из Co^{60} : гамма-дефектоскопы ГУП Со-0,5-1, ГУП Со-5-1, ГУП Со-50-1 для просвечивания промышленных изделий и строительных конструкций в целях выявления скрытых дефектов, а также гамма-терапевтические аппараты ГУТ Со-20-1 и ГУТ Со-400-1, предназначенные для лечения главным образом больных раком. В последующие годы были разработаны и стали выпускаться большими сериями портативные гамма-дефектоскопы с источниками из Ir^{192} , Cs^{137} и Tm^{170} (ГУП Ir-5-2, ГУП Tu-0,5-3* и др.). Все эти аппараты получили широкое распространение не только в СССР, но и за его пределами. Наиболее широко используются гамма-дефектоскопы для радиографического контроля, при котором информация о внутренней структуре контролируемого объекта, содержащаяся в прошедшем сквозь него пучке γ -излучения, регистрируется радиографической пленкой.

Гамма-дефектоскоп представляет собой радиационно-защитное устройство, в которое входят источник γ -излучения, орган управления, осуществляющий выпуск и перекрытие пучка, и система сигнализации о положении источника или затвора. Как правило, гамма-дефектоскоп является автономным аппаратом, не требующим питания от внешних источников энергии, поэтому

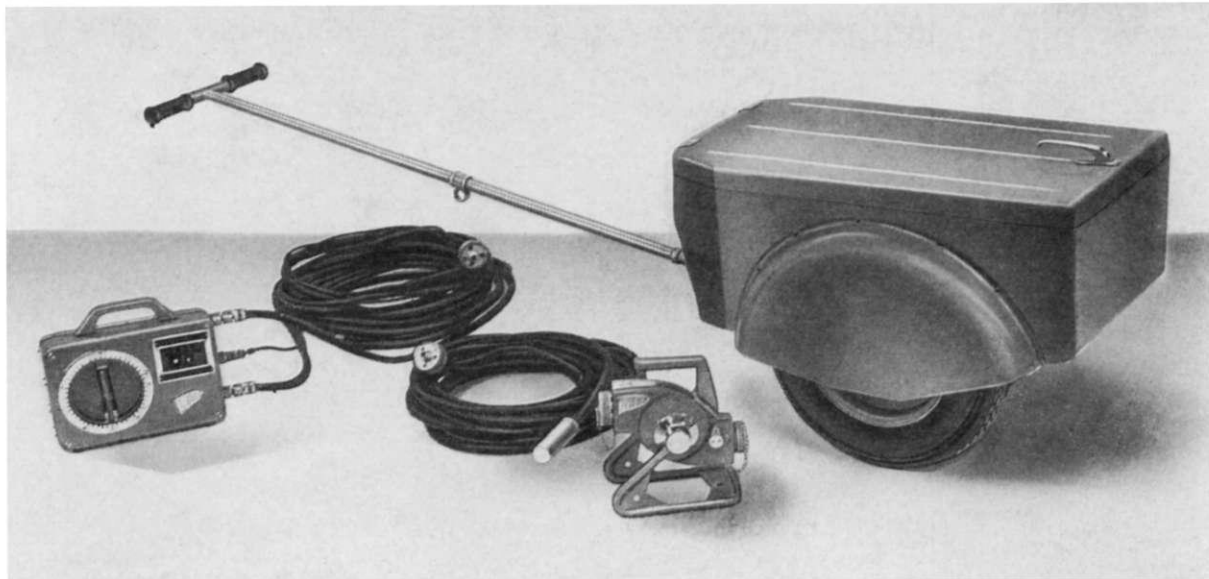


Рис. 5. Гамма-дефектоскоп РИД-21.

он может быть приспособлен для работы в полевых и монтажных условиях, а также в пожаро- и взрывоопасных помещениях. Гамма-дефектоскопы просты и надежны в эксплуатации, транспортабельны и мобильны.

Гамма-дефектоскопы подразделяются на аппараты общего назначения — для контроля изделий многих отраслей промышленности, с различной технологией изготовления, из разных материалов, разнообразной конфигурации, и специальные — для контроля однотипных изделий, конструкций и сооружений, более или менее однородных по форме, материалу и толщине, например сварных стыков трубопроводов, а также для выполнения особых функций, например для определения пространственной формы и глубины залегания дефектов в контролируемом изделии (гамма-стереографы).

Гамма-дефектоскопы общепромышленного назначения образуют нормальный ряд, который разделяется на три класса в зависимости от просвечиваемого материала и его толщины. Каждый из классов в свою очередь делится на типы в зависимости от вида и радиационного выхода источника излучения. Основной код гамма-дефектоскопа нормального ряда состоит из двух цифр: первая соответствует классу, вторая — типу аппарата. В Советском Союзе цифровому коду предшествует буквенный шифр — РИД (радиоизотопный дефектоскоп).

Первые два аппарата ряда (РИД-11 и РИД-12) заряжаются источниками относительно низкой энергии излучения (Tm^{170} и др.) и предназначены для просвечивания стали толщиной от 1 до 15 мм и легких сплавов толщиной от 5 до 70 мм. Третий и четвертый аппараты ряда (РИД-21 и РИД-22) заряжаются источниками излучения средней энергии (Ir^{192} , Cs^{137}) для просвечивания стали толщиной от 10 до 80 мм и легких сплавов толщиной от 50 до 300 мм. Пятый, шестой и седьмой аппараты ряда (РИД-31, РИД-32 и РИД-33) заряжаются источниками излучения высокой энергии (Co^{60}) и предназначены для просвечивания стали толщиной от 60 до 200 мм. Таким образом, гамма-дефектоскопы общепромышленного назначения эффективно используются для просвечивания различных изделий, в том числе стальных толщиной от 1 до 200 мм. При этом

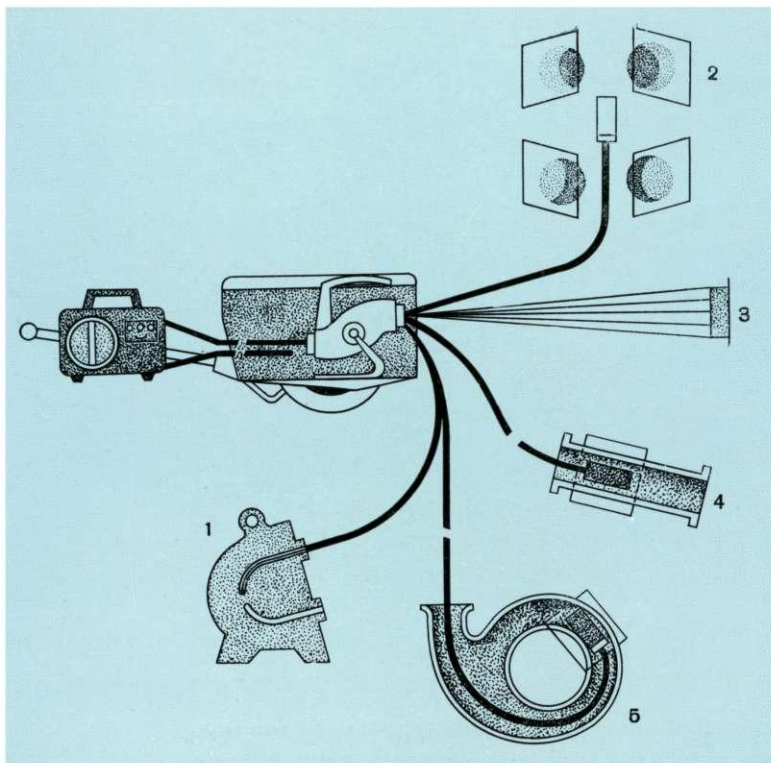


Рис. 6. Технологические возможности гамма-дефектоскопа РИД-21.

время просвечивания колеблется в пределах от нескольких секунд до нескольких минут.

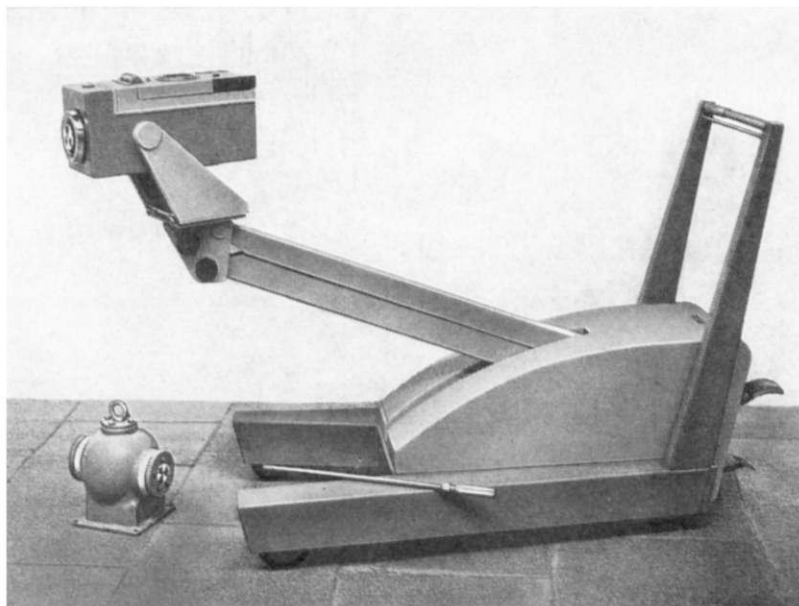
Аппарат РИД-21 — универсальный гамма-дефектоскоп шлангового типа с магазином-контейнером, содержащим набор источников излучения из Cs^{137} , Ir^{192} , Tm^{170} и др. (рис. 5). Набор источников позволяет подбирать энергию излучения, наиболее эффективную для контроля изделий, различных по материалу и толщине.

Как аппарат шлангового типа, он обладает весьма важными преимуществами перед аппаратами с неподвижным источником или с источником, перемещаемым на короткие расстояния. Во время установки коллимирующей головки или наконечника ампулопровода относительно объекта контроля радиационист находится на большом расстоянии от радиационной головки с источником и, таким образом, облучению практически не подвергается.

Малый диаметр и гибкость шлангового ампулопровода позволяют источнику легко проникать в особо стесненные места, недоступные даже для портативных гамма-дефектоскопов. При работе со шланговым аппаратом нет необходимости переставлять радиационную головку с одного контролируемого участка на другой. Этим особенно облегчается контроль вертикальных и потолочных конструкций.

Возможность осуществления любого из известных видов просвечивания — фронтального, панорамного или кругового — определяет высокую технологическую маневренность аппарата. На рис. 6 показаны основные технологические возможности аппарата: выбор источника с оптимальной энергией излучения и необходимым радиационным выходом (1); одновременное просвечивание нескольких изделий (2); фронтальное просвечивание конусным пучком излучения (3); просвечивание кольцевого шва за одну выдержку (4); просвечивание в труднодоступных местах — лабиринтных каналах корпусного литья, изо-

Рис. 7. Полуавтоматический гамма-дефектоскоп РИД-22.



гнутых трубопроводах котельных агрегатов, междонных пространствах корабельных корпусов, узкогорлых резервуарах и т. п. (5).

Полуавтоматический гамма-дефектоскоп РИД-22 (рис. 7) — оригинальный аппарат для фронтального просвечивания стальных изделий толщиной до 80 мм и изделий из легких сплавов толщиной до 300 мм. Радиационная головка имеет современную рациональную форму, удовлетворяющую требованиям промышленной эстетики. Выпуск и перекрытие пучка излучения осуществляются затвором рейферного типа, формирующим пучок пирамидальной формы. Управление затвором осуществляется автоматически по заранее установленной программе. Автоспуск обеспечивает требуемую задержку открывания затвора, достаточную для того, чтобы оператор, установив нужное время просвечивания, мог удалиться на безопасное расстояние. Приводом затвора служит пружинный двигатель, заблокированный с автоспуском так, что взвод двигателя возможен лишь после взвода реле.

Основные требования к разработке новых гамма-дефектоскопов: повышение эффективности контроля, создание оптимальных удобств в работе и обеспечение надежной защиты радиографиста и окружающих от вредного действия излучения. Эти требования способствуют успешному внедрению гамма-дефектоскопов в народное хозяйство.

Гамма-терапевтические аппараты, разработанные в последние годы в СССР, отвечают современным требованиям медицины и отличаются высокой мощностью дозы в рабочем пучке, благодаря чему длительность сеанса облучения сокращается до 2—6 мин. Совершенная радиационная защита, лучшая, чем у большинства зарубежных аппаратов при существенно меньших размерах радиационной головки, достигнута применением в качестве поглотителя специального тяжелого сплава. Плавная регулируемая диафрагма, шторы которой выполнены из вольфрамового сплава высокой плотности, позволяет формировать и четко ограничивать рабочий пучок излучения. Точности наводки пучка γ -излучения на объект облучения способствует система оптических центраторов, световые лучи которых имитируют рабочий пучок и оси ориентированной прямоугольной системы координат. Значительно упрощены процессы зарядки и перезарядки аппаратов, их можно производить на месте эксплуатации

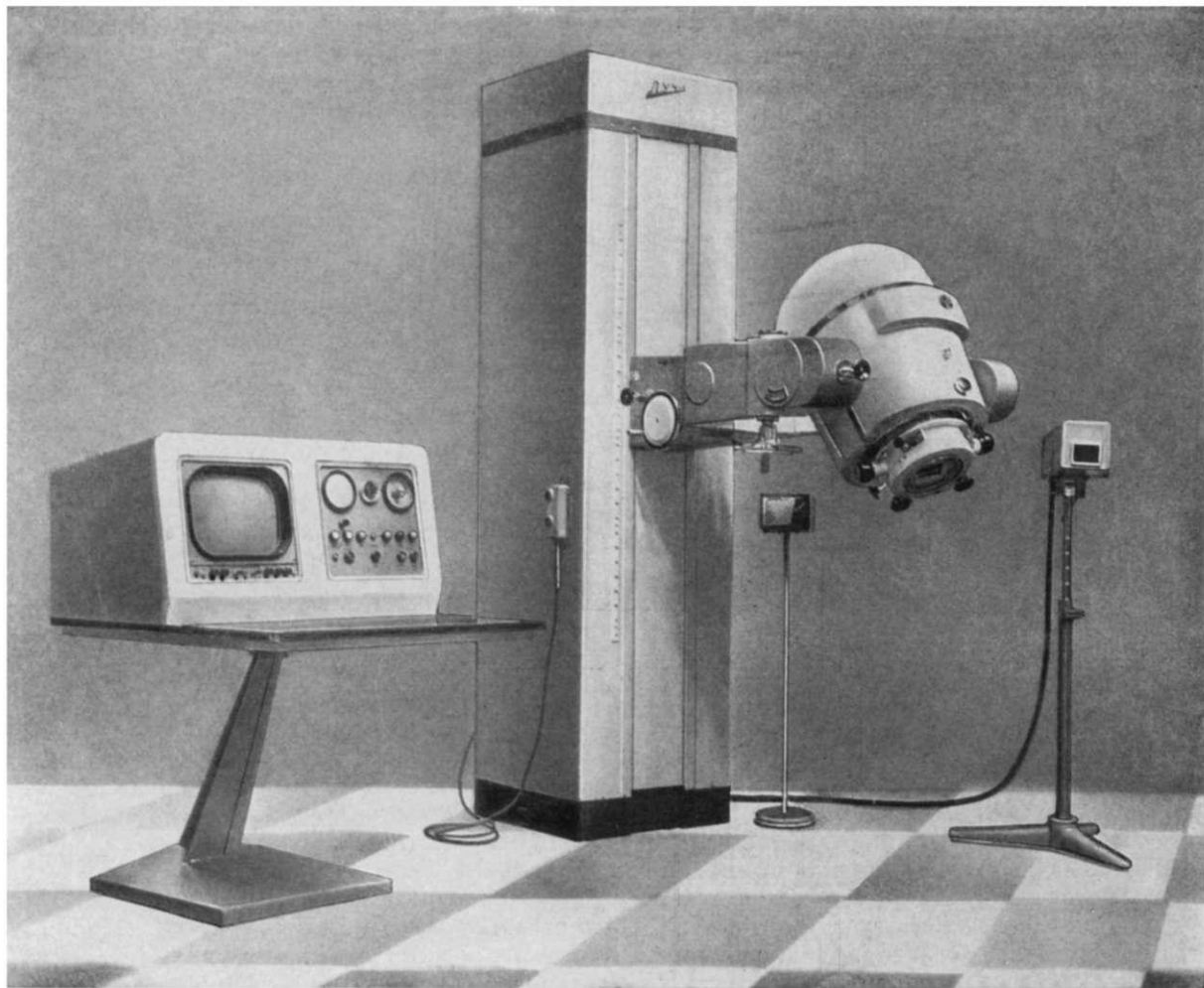


Рис. 8. Аппарат «Луч-1» для статической гамма-терапии.

при помощи транспортно-перезарядного контейнера. Внешний вид новых аппаратов удовлетворяет современным требованиям промышленной эстетики.

После 1960 г. в Советском Союзе разработано несколько гамма-терапевтических аппаратов статического, ротационного и ротационно-конвергентного типов. Одним из первых поступил в серийное производство аппарат «Луч-1» (рис. 8) для дальнедистанционной статической терапии. Он предназначен для облучения патологических новообразований фронтальным и тангенциальным методами. Начальная активность источника из Co^{60} составляет 4000 кюри. Мощность экспозиционной дозы на дистанции 75 см равна 110 р/мин. Аппарат имеет телевизионную установку для дистанционного наблюдения за поведением больного во время облучения и переговорное устройство.

Наиболее перспективным из гамма-терапевтических аппаратов является аппарат РАД-1 (рис. 9). Он предназначен как для ротационного и маятникового, так и для многопольного статического облучения. Кроме того, аппарат допускает проведение некоторых простейших процедур конвергентного облучения. Радиационная головка с источником излучения укреплена на маятнике.

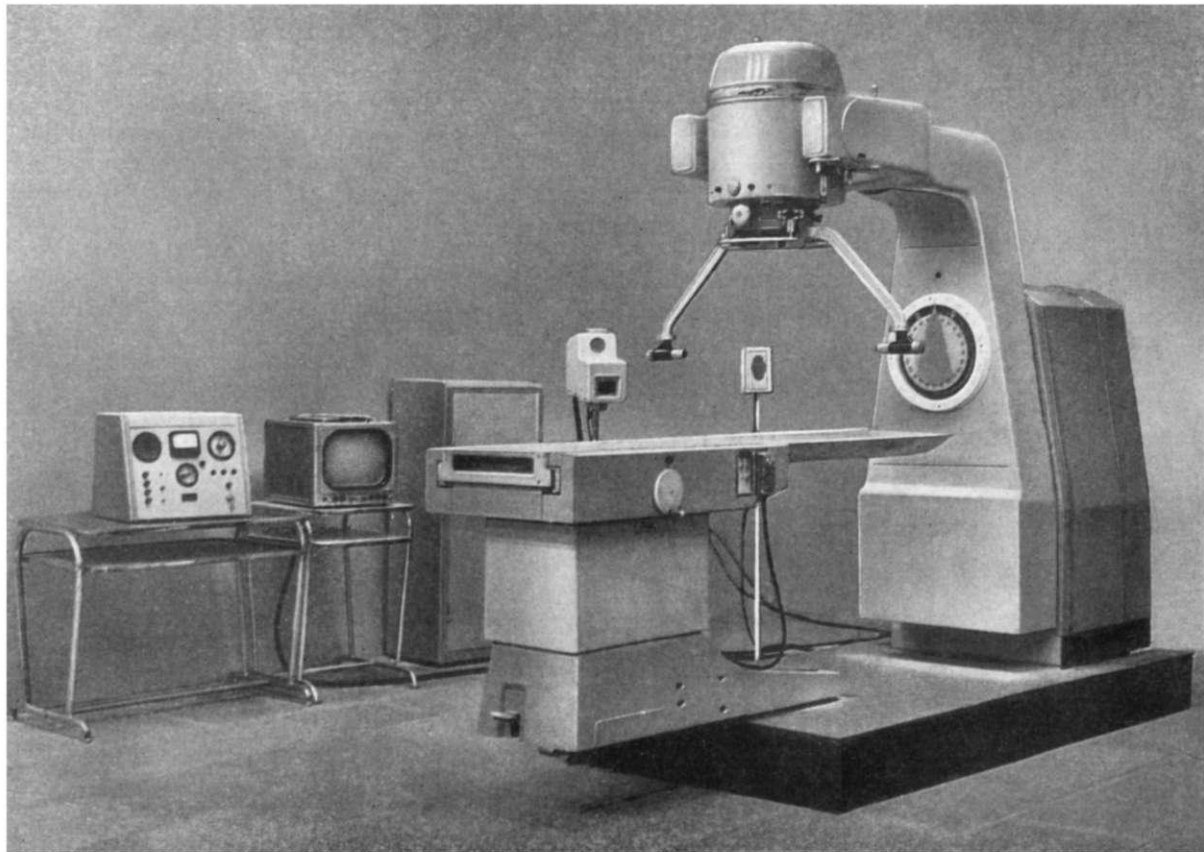


Рис. 9. Аппарат РАД-1 для ротационной гамма-терапии.

При повороте маятника источник излучения движется вокруг больного по дуге окружности радиусом 75 см. Скорость вращения маятника можно плавно изменять в пределах от 0,1 до 1 об/мин.

Радиационная головка с источником излучения ротационно-конвергентного гамма-терапевтического аппарата РОКУС может двигаться вокруг двух взаимно перпендикулярных осей. В сумме этих двух движений источник перемещается по поверхности сферы радиусом 75 см, причем ось рабочего пучка излучения неизменно проходит через ее центр. Аппарат РОКУС позволяет осуществлять подавляющее большинство процедур статического и подвижного облучения, поэтому он может быть эффективно использован в крупных медицинских учреждениях для экспериментальных исследований в области дистанционной гамма-терапии.

Дальнейшее развитие и совершенствование радиоизотопного терапевтического аппаратостроения, являющегося технической базой медицинской радиологии, будет способствовать оснащению медицинских учреждений современным высококачественным оборудованием.

Разработка и производство промышленных и медицинских радиоизотопных аппаратов для удовлетворения потребностей всех стран социалистического содружества решением Совета Экономической Взаимопомощи возложены на Советский Союз.

Радиоизотопное приборостроение имеет примерно пятнадцатилетнюю историю развития. За последнее время радиоизотопные приборы получили широкое распространение в народном хозяйстве и зарекомендовали себя как совершенно необходимые устройства автоматического контроля и регулирования технологических процессов. Радиоизотопные приборы имеют высокие метрологические качества и, кроме того, обладают большими, а зачастую решающими преимуществами перед другими приборами и методами измерения: бесконтактность измерений, высокое быстродействие и точность, отсутствие влияния на объект измерений. Измерения проводятся непрерывно, непосредственно в производственных условиях, их результаты выдаются в виде электрического сигнала.

Трудно найти такую область промышленности, где бы радиоизотопные приборы не находили технически и экономически оправданного применения. За истекшее время эти приборы совершенствовались, улучшались параметры и характеристики, расширялась область их применения.

Принцип действия радиоизотопных приборов основан на взаимодействии ядерных излучений с контролируемой средой. Используются самые различные эффекты взаимодействия: поглощение, отражение и рассеяние, ионизация, изменение энергии, возбуждение вторичного излучения, ядерные реакции и пр.

В радиоизотопных приборах используют α -, β -, γ - и нейтронное излучения.

Задачи, решаемые радиоизотопными приборами, весьма разнообразны: контроль и измерение уровня, плотности и толщины материалов, толщины покрытий, влажности, износа деталей, анализ состава вещества, определение концентрации, давления, температуры, гранулометрического состава и т. д.

Как правило, контролируемая среда может быть любой — твердой, жидкой, газообразной, агрессивной, взрывоопасной и т. д.

Радиоизотопные приборы состоят из источника излучения и механической системы, определяющей характер взаимодействия излучения с контролируемой средой и геометрию измерений; детектора (приемника) ядерного излучения; радиоэлектронной системы обработки и регистрации информации.

Источниками излучения являются радиоактивные изотопы или рентгеновские аппараты, нейтронные генераторы, бетатроны. В некоторых случаях действие приборов основано на использовании измерений естественной радиоактивности калия, тория, урана. Характер воспринимаемого детектором взаимодействия излучения со средой в значительной степени определяется принятой механической системой, геометрией измерения — коллимацией излучения («широкий» или «узкий» пучок излучения, фильтры мягкого γ - и β -излучений и т. д.).

В качестве детекторов излучения используются газоразрядные и сцинтилляционные счетчики, ионизационные камеры, пропорциональные счетчики и полупроводниковые детекторы.

Радиоэлектронная система радиоизотопных приборов анализирует информацию, преобразует ее в необходимую форму, регистрирует и запоминает. Для обработки информации привлекаются средства вычислительной техники и автоматики. Рассмотрим основные классы радиоизотопных приборов.

Радиоизотопные релейные приборы просты по конструкции и наиболее распространены. Работа прибора основана на изменении поглощения γ - или β -излучения средой, находящейся между источником и датчиком излучений. Чаще всего изменение поглощения носит скачкообразный характер. Прибор реагирует на эти изменения тем, что принимает одно из двух состояний выходного релейного каскада.

При помощи радиоизотопных релейных приборов производят позиционный бесконтактный контроль уровня жидких и сыпучих сред в различных емкостях,

* См. также статью В. В. Матвеева и др. «Ядерное приборостроение» (стр. 276 настоящего издания).

границ раздела сред с разными, в том числе близкими, плотностями (отличающимися на несколько процентов). Эти приборы применяются для счета движущихся предметов, особенно в тех случаях, когда не оправдывают себя механические и фотоэлектрические счетчики, и в автоматических системах — для контроля различных предметов и материалов.

В настоящее время промышленность выпускает следующие типы радиоизотопных релейных приборов: ГР-1, ГР-2, ГР-3, ГР-4, ГРЭ-2Н, ГРЭ-2В, ИУР-2, ИУР-2С, РСР-12. В качестве источников излучения в этих приборах применяются изотопы Co^{60} , Cs^{137} , Sr^{90} .

Завершена разработка более совершенных радиоизотопных релейных приборов на полупроводниках со сцинтилляционными высокочувствительными детекторами излучений. Они отличаются повышенной надежностью, высоким быстродействием (до 0,05 сек) и чувствительностью.

Унифицированная система радиоизотопных релейных приборов типа АУСРРП представляет собой набор блоков источников β - и γ -излучений, детекторов для регистрации этих излучений, релейных блоков, блоков контроля, управления и сигнализации. Система выполняется в пылебрызгозащищенной, взрывобезопасной, искробезопасной и коррозионноустойчивой модификациях.

Радиоизотопные измерители и регуляторы уровня служат для непрерывного бесконтактного измерения уровня. Работа неподвижных регуляторов уровня основана на изменении поглощения излучения в зависимости от уровня среды, для чего используется различная геометрия расположения источника и датчика излучений.

Непрерывные точные измерения в широком диапазоне осуществляются радиоизотопными следящими уровнемерами, в которых система источник — датчик перемещается автоматически. Таковы уровнемеры УР-8 и УДАР-3 с диапазоном измерений до 10 и 15 м при точности 10 и 1 мм соответственно. Для измерения и регулирования уровня шихтовых материалов в доменной печи применяется уровнемер УРМС-2.

Радиоизотопные бесконтактные измерители толщины и плотности играют важную роль для измерения толщины листового материала, толщины стенок труб и различных емкостей. Действие приборов основано на изменении поглощения γ - и β -излучений в зависимости от толщины или плотности исследуемых материалов.

Существующие измерители толщины и плотности, как правило, выполнены по компенсационной схеме, что обеспечивает точность измерений и надежность работы. В промышленности применяются регулятор РРВ-64 для контроля и регулирования толщины бумажного и картонного полотна и прибор типа РИТ-2 для измерения веса 1 м² полимерных пленок.

Для автоматического непрерывного измерения толщины стальной ленты в процессе холодной прокатки промышленностью выпускаются приборы ИТУ-495 и ИТП-496, измеряющие ленту толщиной от 0,03 до 0,8 мм с точностью $\pm 1,5\%$. Для измерения толщины ленты в диапазоне 0,4—30 мм предназначен прибор ИТ-5250. Разрабатываются измерители толщины металлического проката с поверхностной плотностью до 800 и 9000 г/м², измерители толщины горячего листового проката и некоторые другие толщиномеры.

На рис. 10 показан переносный отражательный прибор ТОР-1 для измерения толщины стенок труб и различных емкостей, а также листов стали с односторонним доступом при толщине до 16 мм. Действие прибора основано на измерении отраженного γ -излучения. Точность измерения $\pm 10\%$. Прибор ТОР-1 находит применение в энергетике, машиностроении, химической и нефтеперерабатывающей промышленности.

Для измерения плотности жидкости выпускаются приборы ПЖР-2М, ПЖР-5, ПР-1024. Достижимые пределы измерения для выпускаемых плотномеров 0,25—3,5 г/см³, диапазоны измерений 0,05—1,0 г/см³. Относительная

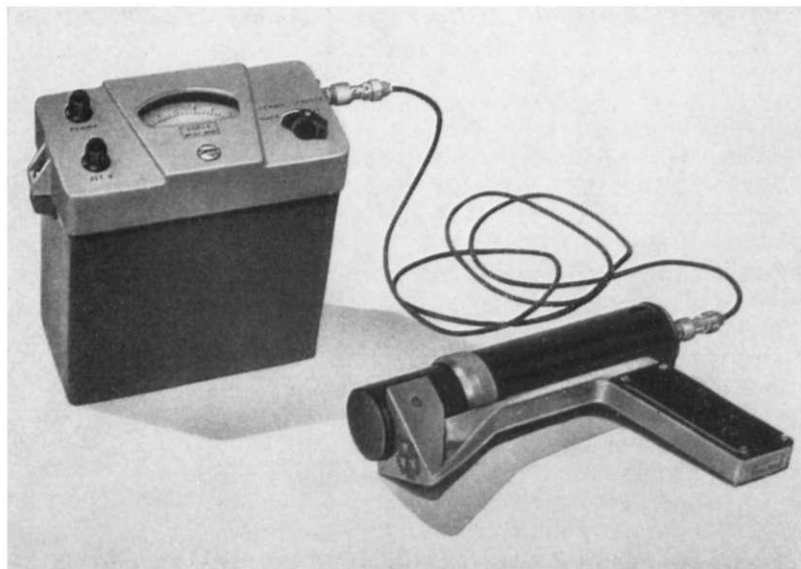


Рис. 10. Толщиномер TOP-1.

погрешность измерений до 2% от диапазона измерений, абсолютная погрешность до $\pm 0,001 \text{ г/см}^3$.

Радиоизотопные измерители толщины покрытий предназначены для определения толщины покрытий на металлической и неметаллической основах. Приборы регистрируют отраженное β -излучение от материалов с различными атомными номерами.

Для выборочного контроля толщины покрытий выпускаются приборы БТП-3 и БТП-4. Первый применяется для определения толщины медного покрытия от 10 до 50 $\mu\text{м}$ на диэлектриках, второй — для измерения толщины цинкового и оловянного покрытий от 5 до 50 $\mu\text{м}$ на стальной основе.

Радиоизотопные концентратомеры и анализаторы состава вещества получили широкое распространение в народном хозяйстве как одно из средств автоматизации и контроля технологического процесса.

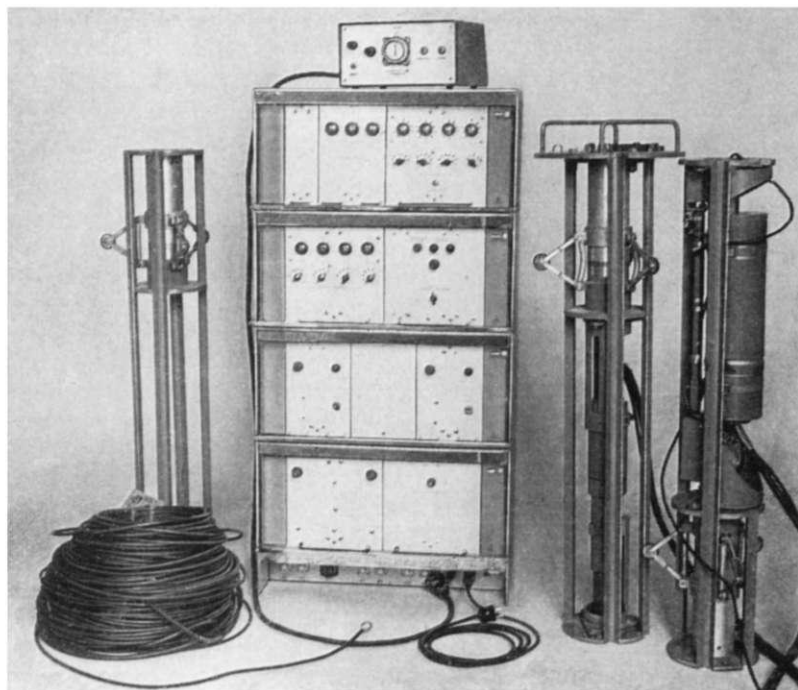
Анализатор серы в дизельном топливе типа АЖС-1 предназначен для определения концентрации общей (свободной и связанной) серы в дизельном топливе. Действие прибора основано на различном поглощении γ -излучения элементами с различными атомными номерами. Погрешность измерения $\pm 0,1\%$.

Для определения концентрации водного раствора метилового спирта применяют концентратомер двухкомпонентных жидкостей РАЖ-1, работа которого основана на измерении поглощения β -частиц анализируемой жидкостью.

Радиоизотопный анализатор типа АТЖ-2 служит для измерения, регистрации и регулирования концентрации одного из компонентов различных трехкомпонентных жидкостей при независимых изменениях концентраций двух других. Используется взаимодействие β -излучения со средой. Погрешность измерения $\pm 2\%$.

Как известно, химические методы определения хлористого калия в калийных рудах требуют затраты ручного труда, продолжительны, недостаточно точны. Для автоматического управления процессом переработки калийных руд и контроля за качеством сухого концентрата необходимо оперативно, быстро получать данные о содержании КСl в продукте. Эта задача успешно решается при помощи концентратомера калия (рис. 11), действие которого основано на регистрации γ -излучения естественного радиоактивного изотопа K^{40} .

Рис. 11. Концентратор калия.



Погрешность измерения не более 0,5% KCl. Прибор имеет систему автоматического контроля работоспособности.

Трудно переоценить возможности, открывающиеся при разработке новых физических методов радиоизотопного приборостроения.

Практически неограниченные возможности анализа состава вещества открывают совмещенные методы, включающие в себя различные сочетания методов рассеяния, абсорбциометрического, радиоизотопного, рентгеновского, флуоресцентного и активационного анализа.

За последние годы достигнуты значительные успехи в развитии радиоизотопного приборостроения. Еще более сложные задачи предстоит решить в будущих теоретических и экспериментальных исследованиях.

НЕЙТРОННАЯ АППАРАТУРА

В настоящее время нейтронная аппаратура, состоящая, как правило, из источника нейтронов и комплекса измерительных средств, находит все более широкое применение в различных областях народного хозяйства и научных исследований.

При добыче нефти и газа используются скважинные снаряды, содержащие импульсный генератор нейтронов и измерительную аппаратуру, для определения границы раздела двух сред: нефти и воды или газа и воды, а следовательно, для контроля за ходом разработки месторождений. Скважинные снаряды с генератором нейтронов и более сложным комплексом спектрометрической аппаратуры применяются для разведки рудных залежей различных полезных ископаемых при бурении и исследовании скважин.

Комплексная нейтронная аппаратура используется для активационного анализа элементного состава горных пород при добыче и обогащении руд и переработке их продуктов.

В металлургии генераторы нейтронов со спектрометрической аппаратурой позволяют определять содержание различных примесей в металлах, и в первую очередь таких, как кислород и кремний в железе. Особое значение приобретают нейтронные методы и аппаратура при определении примесей в чистых и сверхчистых материалах.

В области научных исследований генераторы нейтронов применяются как источники излучений для активационного анализа различных материалов, проведения ядерных реакций, исследования критичности сборок.

Источник нейтронов — одно из основных устройств в комплексной нейтронной аппаратуре. В качестве источников нейтронов используются искусственные изотопы, ядерные реакторы и генераторы с откачиваемой ускорительной камерой или с запаянной ускорительной трубкой.

По виду ускоряющего напряжения генераторы нейтронов могут быть непрерывного и импульсного действия. Их действие основано на осуществлении ядерных реакций, приводящих к испусканию нейтронов.

Разнообразны типы и конструкции генераторов нейтронов, использующих запаянные трубки. Нейтронная трубка, как правило, представляет собой герметичную ускорительную камеру, внутри которой располагаются источник ионов, система ускоряющих электродов, мишень и устройства для поддержания необходимого давления газа. Мишени трубок обычно выполняются в виде массивной подложки, отводящей тепло, и тонкого покрытия из титана, циркония или эрбия, насыщенных тритием. Таким образом, ускорительная трубка вместе с системой, обеспечивающей создание необходимого напряжения, а также с устройствами питания источников ионов представляет собой миниатюрный ускоритель заряженных частиц.

Наиболее часто в качестве заряженных частиц служат ионы дейтерия, которые, ускоряясь, бомбардируют мишень, содержащую тритий или дейтерий, вызывая ядерные реакции $T(d, n) He^4$ или $D(d, n) He^3$.

Наибольшее распространение получили три разновидности ионных ускорительных трубок: газонаполненные, вакуумные и плазменные.

Высоковольтные импульсные генераторы с емкостным накопителем энергии широко применяются в малогабаритных импульсных генераторах нейтронов. Импульсный генератор нейтронов НГИ-1 (рис. 12) создает нейтронный поток $3 \cdot 10^8$ нейтрон/сек в виде отдельных импульсов длительностью до 2 мксек, равномерно следующих с частотой 1, 5 и 10 гц. Предусмотрен режим одиночных импульсов. Отклонение частоты следования импульсов на всех диапазонах не превышает $\pm 5\%$. Ускоряющее напряжение можно изменять в пределах 80—140 кэ с регистрацией его амплитудного значения. Долговечность нейтронной трубки не менее 10^6 импульсов. Время непрерывной работы генератора составляет 24 ч.

Для определения мощности нефтеносных пластов используются ампульные изотопные радиоактивные источники (установка РКМ-4 и пр.). Однако ограниченные возможности каротажной аппаратуры с подобными источниками позволяют применять ее лишь на отдельных месторождениях.

Определение уровня нефти или газа в скважине становится более достоверным с применением метода импульсного нейтрон-нейтронного каротажа скважин. Он дает возможность определить границу нефтяного слоя без вскрытия (перфорирования) скважины и без подъема обсадочных труб.

Скважинный импульсный генератор нейтронов ИГН-1М предназначен для исследования нефтяных и газовых скважин методом импульсного нейтрон-нейтронного каротажа. В генераторе использована запаянная трубка типа УНГ-1 со средним значением нейтронного потока до 10^7 нейтрон/сек при длительности импульса нейтронов 50—100 мксек и частоте 400 гц.

В комплект аппаратуры генератора нейтронов входит скважинный прибор — собственно генератор нейтронов, а также наземная аппаратура, состоя-

Рис. 12. Импульсный генератор нейтронов НГИ-1.



шая из пульта управления, временного анализатора, фоторегистратора, источника питания глубинного прибора и пр.

За последние годы в Советском Союзе разработаны комплексы типового оборудования лабораторий активационного анализа, пригодные для проведения научных исследований, а также для применения на промышленных предприятиях и в геологических партиях.

Транспортабельная лаборатория активационного анализа с импульсным генератором нейтронов НГИ-1 предназначена для проведения экспрессного элементного анализа образцов горных пород, руд, продуктов обогащения металлов и других веществ методами нейтронного активационного анализа.

В состав лаборатории (рис. 13) входят: генератор нейтронов НГИ-1, система пневматической подачи образцов, блок защиты и замедлитель, измерительный комплекс аппаратуры для регистрации и спектрометрии β - и γ -излучений наведенной активности, установка для измерения плотности нейтронного потока, пульт управления, дозиметрическая аппаратура. Система пневматической подачи образцов обеспечивает перемещение образца в ампуле объемом 12 см^3 от камеры облучения к блоку датчиков за $1,3 \text{ сек.}$

Измерительный комплекс аппаратуры, состоящий из устройства совпадений и многоканального амплитудного анализатора, в зависимости от поставленной задачи позволяет осуществлять следующие измерения: β - и γ -излучения, бета — гамма- и гамма — гамма-совпадения и антисовпадения и спектрометрию γ -излучения. Величина разрешающего времени достигает $7 \cdot 10^{-8} \text{ сек.}$

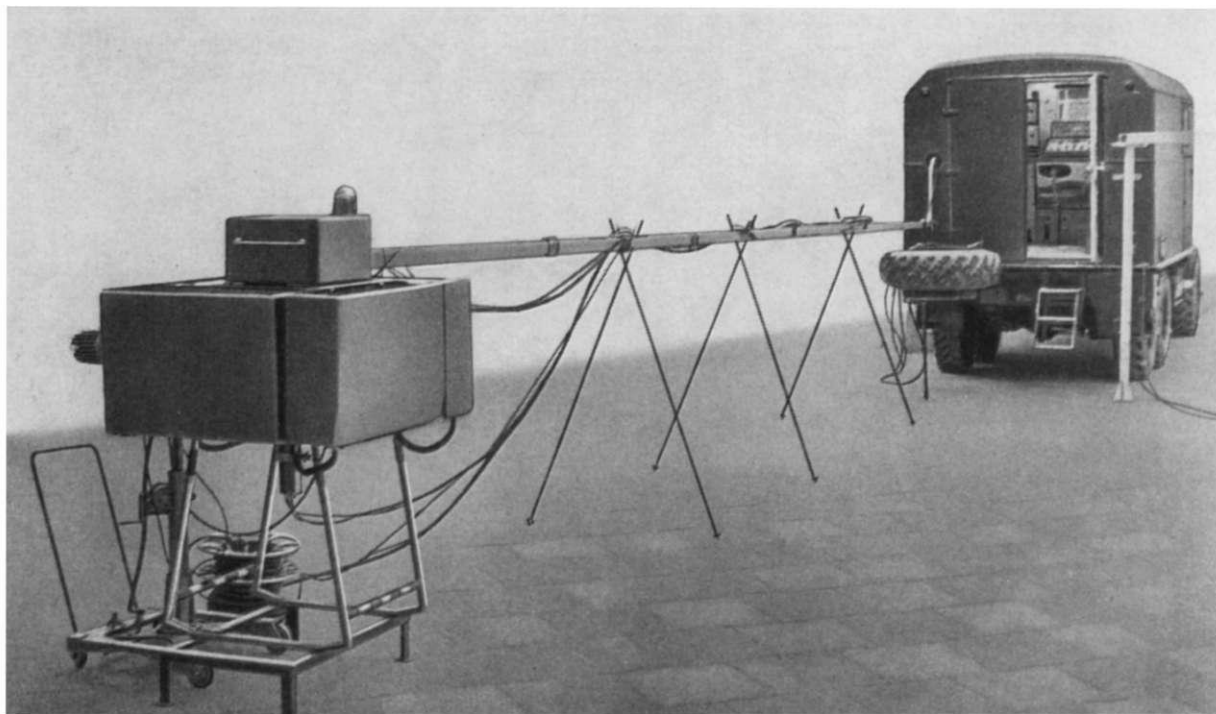


Рис. 13. Лаборатория активационного анализа.

Энергетическое разрешение составляет 12,4% по γ -излучению Cs^{137} . Амплитудный анализатор имеет восемь групп памяти по 256 каналов, что позволяет проводить двухмерный амплитудно-временной анализ. Максимальная допустимая загрузка входного блока анализатора $3 \cdot 10^4$ *имп/сек*.

Установка для измерения нейтронного потока обеспечивает измерение относительной величины потока на уровне $3 \cdot 10^8$ *нейтрон/сек* с точностью не хуже $\pm 6\%$.

Лаборатория активационного анализа с генератором нейтронов откачного типа НГ-160 предназначена для работы в условиях крупных геологических организаций, на металлургических, химических и нефтехимических промышленных предприятиях, а также для проведения научных исследований. Главное назначение лаборатории — экспрессное определение инструментальным, т. е. электронно-физическим, методом содержания различных элементов в образцах горных пород, руд, нефти, пластовых вод, концентратов и т. п. Генератор нейтронов НГ-160 позволяет получать на мишени плотность потока быстрых нейтронов до 10^8 *нейтрон/(см²·сек)* и при заполнении бака замедлителя водой — плотность потока тепловых нейтронов до 10^6 *нейтрон/(см²·сек)*.

Малогабаритная подкритичная урановая сборка, предназначенная для активационного анализа, представляет собой размножитель нейтронов. Это транспортабельная твердогомогенная установка мощностью 0,5 *вт* с максимальными плотностями потоков в центре активной зоны: тепловых нейтронов $2,5 \cdot 10^7$ *нейтрон/(см²·сек)* и быстрых нейтронов $7 \cdot 10^7$ *нейтрон/(см²·сек)*. Горючее — двуокись урана UO_2 , диспергированная в полиэтилене; отражатель — графит, полиэтилен. В качестве биологической защиты используются свинец, парафин с 5%-ным содержанием карбида бора или вода. Сборка снабжена полоний-бериллиевым источником нейтронов активностью 65 *кюри* и стерж-

нем из бористой стали, обеспечивающим управление сборкой. В стационарном положении размножитель весит 11 т, в транспортном (без воды) — 8 т.

Размножитель нейтронов имеет один горизонтальный канал диаметром 51 мм, оборудованный пневматической подачей образцов, и три вертикальных канала диаметром 52 мм.

Все каналы размножителя располагаются в зоне графитового отражателя. Горизонтальный канал с пневмопочтой позволяет перемещать в зону активации ампулу с образцом весом до 50 г. Образец в горизонтальном канале может облучаться как тепловыми, так и быстрыми нейтронами. Для облучения образца быстрыми нейтронами используется ампула с чехлом из кадмия.

Вертикальные каналы оборудованы устройством для загрузки и выгрузки образцов при работающем нейтронном размножителе.

Лаборатория активационного анализа с ядерным реактором типа РГ-1 позволяет проводить активационные исследования в целях определения состава проб более чем по 50 элементам периодической системы Д. И. Менделеева с достаточно высокой для промышленных целей чувствительностью. Примененный в лаборатории гетерогенно-погружной реактор имеет мощность 5 квт, ядерное горючее — UO_2 с 10%-ным обогащением, критическая загрузка по U^{235} — 2,7 кг, максимальная плотность потока тепловых нейтронов $1 \cdot 10^{11}$ нейтрон/(см²·сек), длительность кампании при непрерывной работе на полной мощности 5 лет, теплоноситель — вода с естественной циркуляцией, биологическая защита — бетон и грунт (реактор заглубляется в землю).

Лаборатория оборудована двумя нитками пневматической подачи образцов. Одна из них проходит через канал с кадмиевым экраном, в котором проводится активация образцов быстрыми нейтронами, а вторая — через канал с потоком тепловых нейтронов. Предусмотрены также девять экспериментальных каналов: центральный канал диаметром 39 мм с плотностью потока тепловых нейтронов $5,6 \cdot 10^{10}$ нейтрон/(см²·сек) и остальные восемь каналов диаметром 72 см каждый с плотностью потока тепловых нейтронов $2 \cdot 10^{10}$ нейтрон/(см²·сек), расположенные в зоне отражателя. Реактор имеет сравнительно небольшие габариты: его высота 4870 мм, диаметр 1500 мм. Пневматическая система транспортирует образец весом до 50 г со скоростью до 10 м/сек. В состав лаборатории входит также радиометрическая и дозиметрическая аппаратура.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Применение радиационных методов и радиационных установок, аппаратов, приборов в различных отраслях народного хозяйства дает большой экономический эффект. Радиационная техника может сыграть решающую роль там, где обычные методы и аппаратура неприменимы.

Особенно широкие перспективы открываются перед анализом элементного состава веществ.

Далеко не полностью еще раскрыты возможности абсорбциометрического метода и метода рассеяния γ - и β -излучений в сочетании со спектрометрической регистрацией излучения. Источники α -излучения с высокой удельной активностью, создание которых в настоящее время вполне возможно, в сочетании с полупроводниковыми спектрометрическими альфа-детекторами позволят уже в недалеком будущем использовать α -излучение при анализе элементов с малым атомным номером. Широкое развитие должны получить методы радиоизотопного, рентгеновского, флуоресцентного анализа.

Все большее значение в последнее время придается исследованиям по совершенствованию радиоскопических и радиометрических методов радиационной дефектоскопии.

Многие важные проблемы в геологической разведке помогут решить миниатюрные нейтронные генераторы.



РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ

*А. И. БУРНАЗЯН, В. М. КОЗЛОВ, В. Д. ТУРОВСКИЙ,
Р. И. КАРАТЕЕВА, А. И. РЫЖОВ, Я. М. ЯМБРОВСКИЙ,
Ю. А. БОЛОТИН, Б. В. СЕРГЕЕВ, А. С. ФИЛАТОВ*

Развитие атомной энергетики, широкое внедрение радиоактивных изотопов в народное хозяйство, всестороннее использование радиоизотопов в биологии и медицине, а также в других отраслях науки предопределило необходимость решения таких важных проблем, как защита работающих и населения от воздействия ионизирующих излучений.

Степень возможной радиационной опасности при работах с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений определяется многими факторами, из которых основными являются: изотопный состав используемых радиоактивных веществ; их физико-химическое состояние; вид и энергия излучения; период полураспада; относительная радиотоксичность, а также единовременное количество радиоактивных веществ на рабочем месте и их среднегодовое перерабатываемое количество; характер технологического процесса; характер радиоактивных отходов; степень их очистки и обезвреживания и пр.

В зависимости от сочетания всех этих перечисленных факторов при проектировании, строительстве и эксплуатации предприятий атомной энергетики, а также предприятий и учреждений, использующих радиоактивные вещества и источники ионизирующих излучений, принимаются необходимые меры по радиационной безопасности, исключающие вредное воздействие ионизирующих излучений на состояние здоровья работающих и населения, проживающего в районах размещения этих предприятий и учреждений.

Эти меры сводятся в основном к сооружению эффективной биологической защиты от воздействия всех видов внешних излучений — α , β , γ и нейтронного; к защите работающих и населения от возможности попадания радиоактивных веществ внутрь организма, что тесно связано с характером технологического

процесса, применяемым оборудованием и его герметизацией, компоновкой технологического оборудования и планировкой производственных помещений, системами вентилирования и очистки вентиляционных выбросов, применяемыми средствами индивидуальной защиты, системой дозиметрического контроля, системой сбора, обезвреживания, утилизации, удаления и хранения жидких и твердых радиоактивных отходов.

В период становления и развития атомной науки и техники в нашей стране получили широкое развитие новые отрасли науки: радиобиология, радиационная гигиена, биофизика; созданы научно-исследовательские учреждения, в которых интенсивно ведутся исследования по влиянию ионизирующих излучений на живой организм и, в частности, на организм человека.

Учеными — радиобиологами, биофизиками, медиками и другими специалистами — разработаны и определены обоснованные безопасные уровни различных видов ионизирующих излучений и концентраций радиоактивных веществ в воздухе производственных помещений и объектах внешней среды (атмосферном воздухе, воде открытых водоемов, почве, растительности и пр.), которые утверждены соответствующими санитарными законодательствами как предельно допустимые.

Предельно допустимые дозы (ПДД) облучения и предельно допустимые концентрации (ПДК) радиоактивных веществ служат определяющими критериями при решении вопросов охраны здоровья работающих и населения от воздействия ионизирующей радиации и являются основными исходными нормативами при проектировании защитных мероприятий и определении условий эксплуатации. За проектированием и строительством предприятий и учреждений, где предусматривается проведение работ с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений, проводится постоянный предупредительный санитарный надзор, начиная с выбора площадки для строительства и кончая вводом в эксплуатацию вновь построенного предприятия. Все проекты строительства и реконструкции таких предприятий и учреждений подвергаются тщательной экспертизе с привлечением высококвалифицированных специалистов научно-исследовательских учреждений: гигиенистов, физиков, радиохимиков, метеорологов, гидрогеологов, специалистов по вопросам вентиляции и пр., рекомендации которых учитываются при выдаче заключений Государственного санитарного надзора по проектам.

Такая система предупредительного санитарного надзора исключает возможность выпуска некачественных в санитарно-гигиеническом отношении проектов строительства предприятий атомной энергетики. Кроме того, органами санитарного надзора осуществляется текущий систематический контроль на действующих предприятиях за соблюдением правил и норм радиационной безопасности, и в случае их нарушения принимаются необходимые меры, вплоть до прекращения эксплуатации отдельных участков или предприятия в целом.

В нашей стране разработаны и утверждены в качестве законодательных документов научно обоснованные нормы и правила, регламентирующие вопросы проектирования, эксплуатации и радиационной безопасности, ответственность за выполнение которых возлагается на руководителей предприятий и учреждений.

В связи с этим на предприятиях и в учреждениях, где ведутся работы с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений, созданы специальные группы и службы радиационной безопасности, осуществляющие систематический дозиметрический и радиометрический контроль за уровнями радиации как в производственных помещениях, так и на территории, прилегающей к предприятию.

Большой опыт работы многочисленных предприятий атомной энергетики, а также предприятий и учреждений, использующих радиоактивные изотопы и источники ионизирующих излучений, показал, что применяемые

меры защиты от излучений и принятая в нашей стране система контроля за состоянием радиационной безопасности исключают возможность вредного влияния радиации как на работающих, так и на население, проживающее в районе расположения этих предприятий и учреждений.

РАДИАЦИОННАЯ ЗАЩИТА РАБОТАЮЩИХ С РАДИОАКТИВНЫМИ ВЕЩЕСТВАМИ

Защита от внешнего излучения

Проектирование и создание биологической защиты от проникающих излучений — важная проблема современной ядерной техники.

Основное назначение биологической защиты заключается в снижении уровней проникающих излучений на рабочих местах до предельно допустимых, что обеспечивает безопасные условия труда при работах по получению и применению радиоактивных веществ и эксплуатации источников ионизирующих излучений.

Безопасные уровни облучения работающих обеспечиваются также удалением рабочего места от источника излучения на определенное расстояние (защита расстоянием) и сокращением времени пребывания персонала в повышенных полях ионизирующего излучения (защита временем).

Основные источники внешнего облучения — это ускорители элементарных частиц, атомные реакторы, рентгеновские и радиоизотопные установки, оборудование радиохимических производств и пр., которые создают проникающие излучения в виде γ -, β - и нейтронных потоков. Гамма-излучение обладает наибольшей проникающей способностью. Поэтому для защиты обслуживающего персонала от воздействия γ -полей используют защитные материалы с большой плотностью, такие, как свинец, чугун, бетон и др. На ускорителях, реакторах, мощных изотопных и других стационарных установках для создания защиты применяются различные разновидности бетона (баритовый бетон, бетон с чугунной дробью). Кроме того, как защитный материал используется также вода, например в бассейнах перегрузки атомных электростанций, в бассейнах хранения отработанных тепловыделяющих элементов и т. д.

Проектирование биологической защиты от проникающих излучений ведется с определенным коэффициентом запаса в зависимости от категорий облучения, назначения помещения, характера выполняемой в нем работы и времени пребывания обслуживающего персонала. При расчете защиты отдельно учитываются такие факторы, как перспективное увеличение мощности источника, наличие соседних источников излучения. Для проектирования защиты от γ -излучения должны быть известны три фактора: интенсивность и энергетический спектр источников излучения, степень ослабления γ -излучения выбранными материалами защиты и уровень, до которого необходимо снизить излучение. Толщина защиты рассчитывается с учетом кратности ослабления энергии излучения и предельно допустимых уровней за защитой.

При работе атомных реакторов, ускорителей элементарных частиц, нейтронных генераторов кроме γ -излучения на обслуживающий персонал могут воздействовать нейтронные потоки различных энергий. Поэтому при проектировании и сооружении биологической защиты таких установок исходят из того, что они являются источниками смешанного гамма-нейтронного излучения. Необходимо отметить, что нейтроны, как и γ -излучение, относятся к категории ионизирующих излучений, обладающих большой проникающей способностью, и могут быть вредными для здоровья обслуживающего персонала. Как правило, поток нейтронов от таких установок имеет широкий энергетический спектр, где энергия нейтронов лежит в пределах от 0 до 20 Мэв, т. е. состоит из быстрых, промежуточных и тепловых нейтронов. Потоки быстрых нейтронов, обладаю-

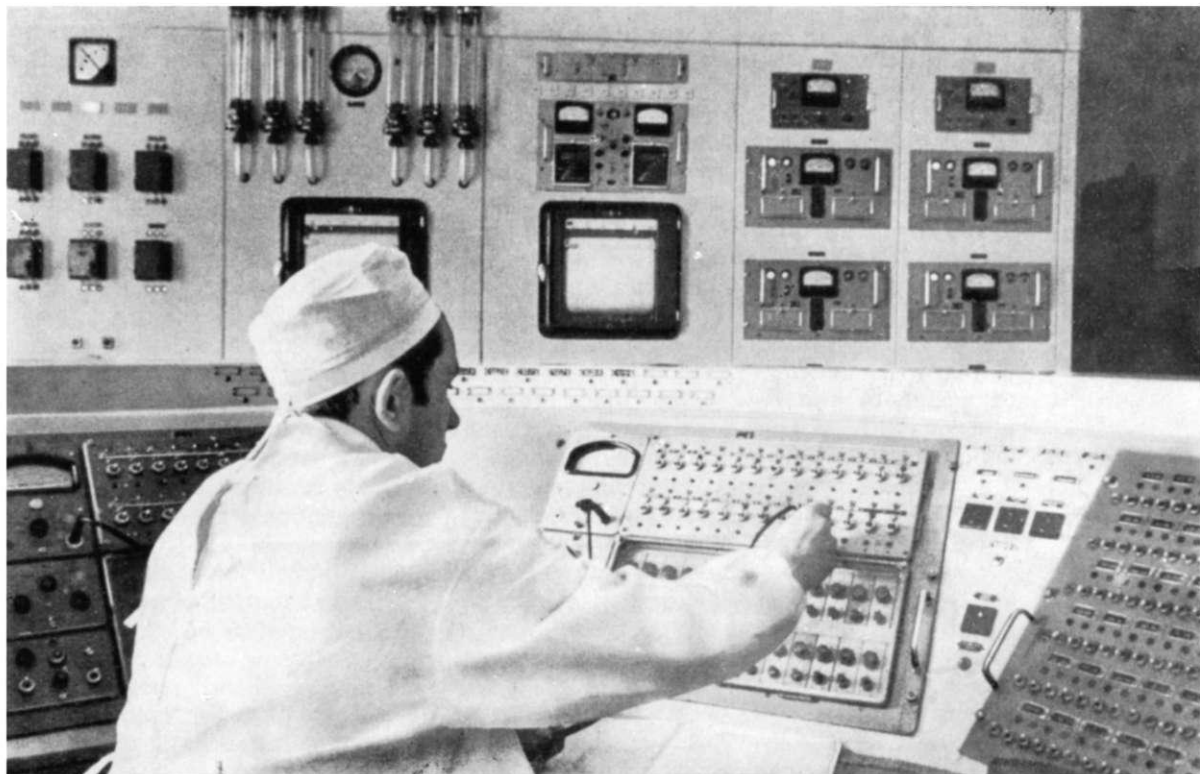


Рис. 1. Пульт управления.

щих наибольшей проникающей способностью и энергией в пределах 0,5—20 Мэв, являются определяющими при проектировании и сооружении биологической защиты от источников нейтронного излучения.

При прохождении нейтронов через материал защиты происходит рассеивание и поглощение их ядрами вещества защиты. Особенностью взаимодействия нейтронов с веществом защиты является возможность появления тормозного γ -излучения, сопровождающего захват нейтронов (при малых энергиях), и γ -излучения, сопровождающего неупругое рассеяние нейтронов (при более высоких энергиях).

Биологическая защита персонала от потоков нейтронов должна состоять не только из материалов, содержащих тяжелые элементы (сталь, свинец), которые ослабляют γ -излучение и замедляют быстрые нейтроны в процессе неупругого рассеяния, но и из материалов, содержащих легкие элементы (вода, парафин), замедляющие быстрые и промежуточные нейтроны при упругом рассеянии, а также из материалов с большим сечением захвата тепловых нейтронов (литий, бор).

В зависимости от вида ядерных установок, применяемого оборудования и коммуникаций, интенсивности проникающего излучения, категории помещений и времени пребывания обслуживающего персонала в этих помещениях применяются разные типы защиты: сплошная, раздельная и «теневая». Кроме того, защита подразделяется на стационарную и передвижную. К стационарной защите в зависимости от типа ядерной установки, вида и интенсивности излучений, состояния источника излучений и технологического процесса относятся

защитные шахты реакторов и защитные сооружения ускорителей, каньоны, защитные камеры и боксы, трубные коридоры. Все эти защитные помещения во время работы ядерных установок недоступны для обслуживающего персонала, поэтому управление работой оборудования, а также технологическим процессом максимально автоматизировано и осуществляется дистанционно со специальных щитов (пультов) управления (рис. 1).

Выполнение всего комплекса мероприятий по защите от внешних проникающих излучений способствовало тому, что доза облучения на предприятиях атомной промышленности, атомной энергетики и в учреждениях, использующих радиоактивные изотопы и источники излучений, не превышает предельно допустимого уровня — 5 бэр в год.

При работах с радиоактивными веществами — источниками β -излучения также осуществляется защита работающих. Однако ввиду того, что β -частицы обладают сравнительно малой проникающей способностью, организация защиты от внешнего β -излучения не представляет трудностей. Обычно для этой цели применяются экраны из стекла, пластмасс или тонких листов металла, причем используются легкие материалы защиты, так как при сочетании жесткого β -излучения и тяжелого материала экрана может возникнуть нежелательное тормозное излучение, интенсивность которого повышается с увеличением атомного веса материала экрана.

Создания специальной защиты от внешнего α -излучения не требуется ввиду малого пробега α -частиц. Перчатки и одежда полностью защищают работающих от воздействия α -излучения.

Защита от внутреннего облучения

Наиболее сложной задачей в обеспечении радиационной безопасности лиц, занятых на работах по получению и применению радиоактивных веществ, является защита от возможного попадания в организм человека и накопления в нем радиоактивных веществ в количествах, которые могут вызвать внутреннее облучение организма выше предельно допустимых уровней (ПДУ) за весь период профессиональной деятельности человека.

В зависимости от характера распределения радиоактивных изотопов в организме и радиочувствительности различных органов установлены следующие предельно допустимые уровни внутреннего профессионального облучения: для всего тела, гонад, хрусталика и кроветворных органов — 5 бэр в год; для мышц, печени, почек, поджелудочной и предстательной желез, желудочно-кишечного тракта и легких — 15 бэр в год; для кожи, щитовидной железы, а также костей — 30 бэр в год. Основные пути поступления радиоактивных веществ в организм работающих — органы дыхания, кожные покровы и в меньшей мере желудочно-кишечный тракт.

Предельно допустимые концентрации радиоактивных веществ в воздухе рабочих помещений и предельно допустимые уровни загрязнения кожных покровов определены таким образом, что при поступлении радиоактивных веществ с вдыхаемым воздухом и через кожные покровы в отдельных органах или в организме в целом не создается доз внутреннего облучения выше предельно допустимых за весь период профессиональной деятельности человека.

С учетом относительной радиотоксичности веществ при поступлении их в организм через дыхательные пути условно различают четыре группы радиоизотопов (см. таблицу).

При работе с радиоактивными веществами загрязнение кожных покровов тела не допускается, а загрязнение кожи рук ограничивается безопасными величинами. По окончании работ руки должны быть очищены от радиоактивных веществ.

Количественные ограничения предельно допустимого уровня загрязнения воздуха рабочих помещений и кожных покровов потребовали разработки и осуществления качественно новых и высокоэффективных технических, санитарно-технических и медицинских мероприятий.

Радиотоксичность различных групп изотопов и их предельно допустимые концентрации в воздухе рабочих помещений

Группа	Степень радиотоксичности	Предельно допустимая концентрация, кюри/л
А	Особо высокая	$1 \cdot 10^{-13}$ и меньше
Б	Высокая	$1 \cdot 10^{-13} - 1 \cdot 10^{-11}$
В	Средняя	$1 \cdot 10^{-11} - 1 \cdot 10^{-9}$
Г	Наименьшая	$> 1 \cdot 10^{-9}$

Были проведены исследования по выявлению источников и причин возможного загрязнения воздушной среды рабочих помещений и кожных покровов радиоактивными веществами, по определению эффективности различных способов и мер защиты. Установлено, что основным источником загрязнения воздушной среды рабочих помещений радиоактивными веществами является нахождение радиоактивного вещества в открытом виде, т. е. в таком физическом состоянии, при котором возможно его поступление в воздушную среду.

В производственных условиях первичным источником возможного поступления радиоактивных веществ в воздушную среду рабочего помещения может явиться недостаточно герметичное технологическое оборудование или тара, в которых находится радиоактивное вещество, а также технологические и ремонтные операции, связанные в той или иной мере с нарушением герметичности оборудования и тары.

При попадании радиоактивных веществ в воздушную среду рабочих помещений может произойти загрязнение поверхностей оборудования и строительных конструкций, которые при неблагоприятных условиях явятся вторичным источником загрязнения воздушной среды рабочих помещений.

Непосредственный контакт людей с радиоактивными веществами, находящимися в открытом виде, в том числе и с загрязненными поверхностями, может привести к загрязнению кожных покровов и одежды. Санитарным законодательством введены ограничения для предельно допустимого уровня загрязнения рабочих поверхностей, одежды и обуви в процессе работы, при которых вторичного загрязнения воздушной среды и кожных покровов не наблюдается.

На ускорителях элементарных частиц и на ядерных установках одним из источников радиоактивного загрязнения воздуха рабочих помещений, рабочих поверхностей и строительных конструкций могут служить радиоизотопы с так называемой наведенной активностью, обусловленной превращением стабильных элементов в радиоактивные при взаимодействии с нейтронами, протонами и другими элементарными частицами. Поэтому выбор конструкционных и строительных материалов для подобных установок осуществляется с учетом максимального исключения образования в них радиоизотопов с наведенной активностью.

Основными мероприятиями, предупреждающими загрязнение производственных помещений радиоактивными веществами и попадание радиоактивных веществ внутрь организма, являются: внедрение в производство новых технологических процессов, в которых значительно снижена или полностью отсутствует генерация радиоактивных аэрозолей, паров и газов; применение новых типов производственного оборудования, обеспечивающего герметизацию

производственных процессов и возможность автоматизации и дистанционного управления ими; архитектурно-строительные решения, при которых оборудование, могущее загрязнять воздух производственных помещений радиоактивными веществами, изолируется в отдельные помещения с самостоятельной вентиляцией, создающей разрежение воздуха в более загрязненных помещениях по сравнению с соседними; применение средств индивидуальной защиты, предупреждающих попадание радиоактивных аэрозолей внутрь организма через органы дыхания и кожные покровы; организация санитарно-пропускного режима.

Технологические процессы и производственное оборудование. Внедрение в промышленность новых технологических процессов, при которых не образуются радиоактивные аэрозоли, пары и газы, а также герметичного производственного оборудования и увеличение срока межремонтного периода его работы обеспечило резкое оздоровление условий труда.

Успешно решаются задачи дистанционного контроля и управления сложными технологическими процессами с использованием надежных в эксплуатации систем и приборов контроля и автоматизации процессов с широким применением программирования.

При выполнении даже ремонтных работ максимально устраняется ручной труд. Разработаны оригинальные защитные механизмы, позволяющие проводить многие ремонтные работы дистанционно при надежной биологической защите рабочих мест. Разработаны и внедрены аппараты новых конструкций, в которых сведена до минимума утечка радиоактивных веществ в воздух рабочих помещений.

Образующиеся при процессах технологической переработки радиоактивных веществ газо-, паро- и пыле-воздушные смеси удаляются непосредственно из аппаратов через системы технологических коммуникаций на установки по очистке от радиоактивных веществ. Это позволяет исключить возможность поступления радиоактивных веществ из аппаратов в воздушную среду рабочих помещений, уловить и возвратить в производство ценные радиоактивные продукты и предупредить загрязнение атмосферного воздуха. Аппараты без подобных систем технологической вентиляции в настоящее время не применяются.

Большое внимание уделяется разработке и внедрению в производство технологического оборудования с высокой эксплуатационной надежностью, не требующего ремонта и замены в течение нескольких лет. Конструкция и материалы для оборудования выбираются с учетом возможности его дезактивации перед вскрытием и ремонтом. Внедрение такого типа оборудования позволило сократить число ремонтных операций, связанных с неизбежной его разгерметизацией. Разработаны технологические регламенты и решения по дезактивации оборудования, тары и коммуникаций перед их вскрытием и ремонтом.

Работы в радиохимических лабораториях с радиоактивными веществами проводятся в вытяжных шкафах, боксах или камерах. Вытяжной шкаф при опущенных шторах с включенной вентиляцией обеспечивает защиту обслуживающего персонала от внешних α - и β -излучений, а также предохраняет воздух помещения, в котором он установлен, от загрязнения радиоактивными и токсическими газами и аэрозолями. Для этого скорость движения воздуха в открытом проеме шкафа должна быть не менее 1,5 м/сек. Шкаф снабжается подводками газа, сжатого воздуха, горячей и холодной воды, вакуума, электричества, системой удаления твердых и жидких радиоактивных отходов. Для очистки воздуха, отсасываемого из шкафа, от радиоактивных аэрозолей в конструкции шкафа предусматриваются специальные фильтры.

Бокс — герметичное укрытие из малосорбирующих материалов (нержавеющая сталь, стекло); он предназначается для работ с радиоактивными веществами, производимых под разрежением с использованием вмонтированных в бокс манипуляторов или перчаток. В боксе создается разрежение до 200 мм вод. ст.

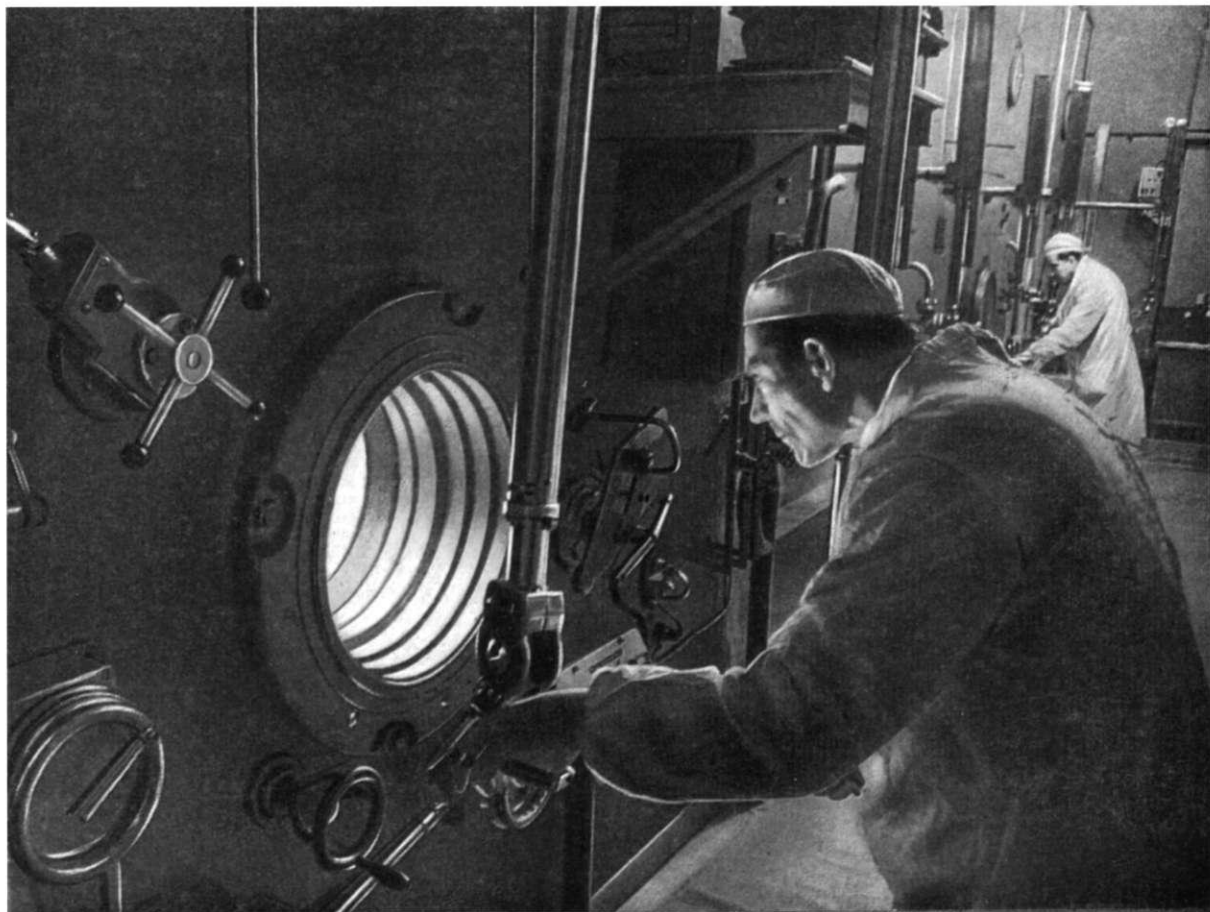
Камеры в отличие от боксов — герметичные укрытия, имеющие преимущественно бетонную защиту от излучения. Предназначаются они для работ под разрезанием с высоко γ -активными веществами с использованием манипуляторов. Обычно такие камеры называются «горячими» (рис. 2).

Осуществление перечисленных выше технических решений по усовершенствованию технологических процессов, модернизации оборудования явилось мощным фактором в деле оздоровления условий труда персонала. Их защитная эффективность весьма велика.

Архитектурно-строительные решения. Немаловажная роль в обеспечении радиационной безопасности персонала принадлежит архитектурно-строительным решениям по компоновке технологического оборудования, планировке и отделке рабочих помещений.

Конкретные архитектурно-строительные решения различных типов предприятий атомной энергетики, а также лабораторий, применяющих радиоактивные вещества, разнообразны, однако принципиальные основы этих решений едины. Помещения, в которых проводятся работы с радиоактивными веществами, располагаются в отдельных зданиях или частях зданий, при этом учитывается степень вероятного загрязнения рабочих помещений в зависимости от характера технологического процесса, применяемого оборудования, радиотоксичности и количества радиоактивных веществ на рабочем месте и т. п.

Рис. 2. Горячая камера.



Большое внимание уделяется предупреждению возможного загрязнения радиоактивными веществами мест постоянного пребывания персонала.

В зависимости от степени возможного радиоактивного загрязнения принято различать три категории рабочих помещений.

Наиболее вероятно загрязнение радиоактивными веществами рабочих помещений, в которых размещается технологическое оборудование и коммуникации с радиоактивными веществами, являющиеся первичными и потенциально наиболее опасными источниками поступления радиоактивных веществ в рабочее помещение. Высота и площадь этих помещений определяются габаритами и конфигурацией оборудования и коммуникаций с учетом радиационно безопасного выполнения операций по монтажу, демонтажу и ремонту с применением необходимых средств механизации.

Число единиц оборудования в каждом из отдельных помещений ограничивается, исходя из возможности одновременной дезактивации всего оборудования данного помещения перед вскрытием, ремонтом и демонтажом. В некоторых случаях отдельные узлы технологического оборудования, наиболее часто подвергающиеся операциям ревизии и ремонта, выделяются в самостоятельные помещения, камеры или боксы.

Подобные решения по компоновке оборудования и коммуникаций позволяют локализовать возможные утечки, разливы и просыпы радиоактивных веществ в определенном объеме здания или защитного укрытия и быстро ликвидировать их без опасности загрязнения других рабочих помещений. Строительные конструкции в помещениях, где установлено оборудование, имеют малосорбирующие защитные покрытия.

Вход персонала в эти помещения возможен, как правило, только после прекращения технологического процесса, полного удаления радиоактивных веществ из аппаратов и коммуникаций, дезактивации их, а также после проверки степени загрязнения воздушной среды. Чтобы исключить распространение радиоактивных веществ из этих помещений в другие рабочие помещения при ремонтных работах, оборудуются стационарные санитарные шлюзы. Иногда оказывается достаточной организация так называемых дисциплинирующих барьеров, т. е. ограждений рабочих помещений, в которых произошло радиоактивное загрязнение. Работа в помещениях, где установлено оборудование, как правило, производится с применением специальных мер индивидуальной защиты органов дыхания и кожных покровов.

Ремонтные, транспортные и другие операции, связанные с необходимостью вскрытия технологического оборудования и коммуникаций, а также с дезактивацией, осуществляются в помещениях так называемой ремонтной зоны. Эти помещения могут быть выполнены в виде коридоров, где транспортируется тара или контейнеры с демонтированным оборудованием, твердыми отходами и т. п., или непосредственно в виде ремонтных помещений, в которых проводится дезактивация, ревизия и ремонт оборудования. Степень и вероятность загрязнения этих помещений зависит прежде всего от эксплуатационной надежности оборудования, частоты и интенсивности ремонтных работ и транспортных операций. Как правило, строительные конструкции этих помещений также имеют защитные малосорбирующие покрытия, что позволяет проводить очистку их от радиоактивных загрязнений.

На предприятиях атомной энергетики с меньшей степенью вредности помещения, где установлено оборудование, могут быть использованы и для проведения ремонтных работ.

Помещения для постоянного пребывания большинства работающих представляют собой щитовые, откуда осуществляется дистанционный контроль и управление процессом, или операторские, где персонал проводит работу в камерах и боксах посредством манипуляторов или при помощи перчаток (рис. 3). Широкое внедрение методов и приборов дистанционного контроля

и управления технологическими процессами на предприятиях атомной промышленности позволило в некоторых случаях полностью изолировать в строительном отношении щитовые помещения от помещений, где установлено производственное оборудование и проводится ремонт, что исключило загрязнение их радиоактивными веществами.

Чтобы предупредить вынос загрязнений из помещений ремонтной зоны в операторские, между ними оборудуются саншлюзы для смены спецодежды, спецобуви, а в случае необходимости и для очистки кожных покровов и средств дополнительной защиты ремонтного персонала.

Вентиляция рабочих помещений. Присутствие в воздухе помещений радиоактивных веществ требует некоторых принципиально новых решений по устройству вентиляции, чем в других отраслях промышленности.

Решение задачи по созданию нормальных условий воздушной среды при помощи вентиляции осложняется тем, что присутствие чрезвычайно малых весовых количеств радиоактивных веществ недопустимо для здоровья людей. Например, для разбавления до предельно допустимой концентрации одной миллионной части грамма радона требуется 5 000 000 м³ чистого воздуха, иными словами, бороться с загрязнением воздушной среды одними средствами общеобменной вентиляции, меняющей весь воздух в помещении несколько раз в единицу времени, практически невозможно.

Поэтому основными факторами, создающими предпосылки к обеспечению нормальных санитарных условий воздушной среды, являются мероприятия технологического порядка, а задача вентиляции при этом заключается в предотвращении попадания радиоактивных веществ в воздух рабочих помещений.

Рис. 3. Помещение операторской.

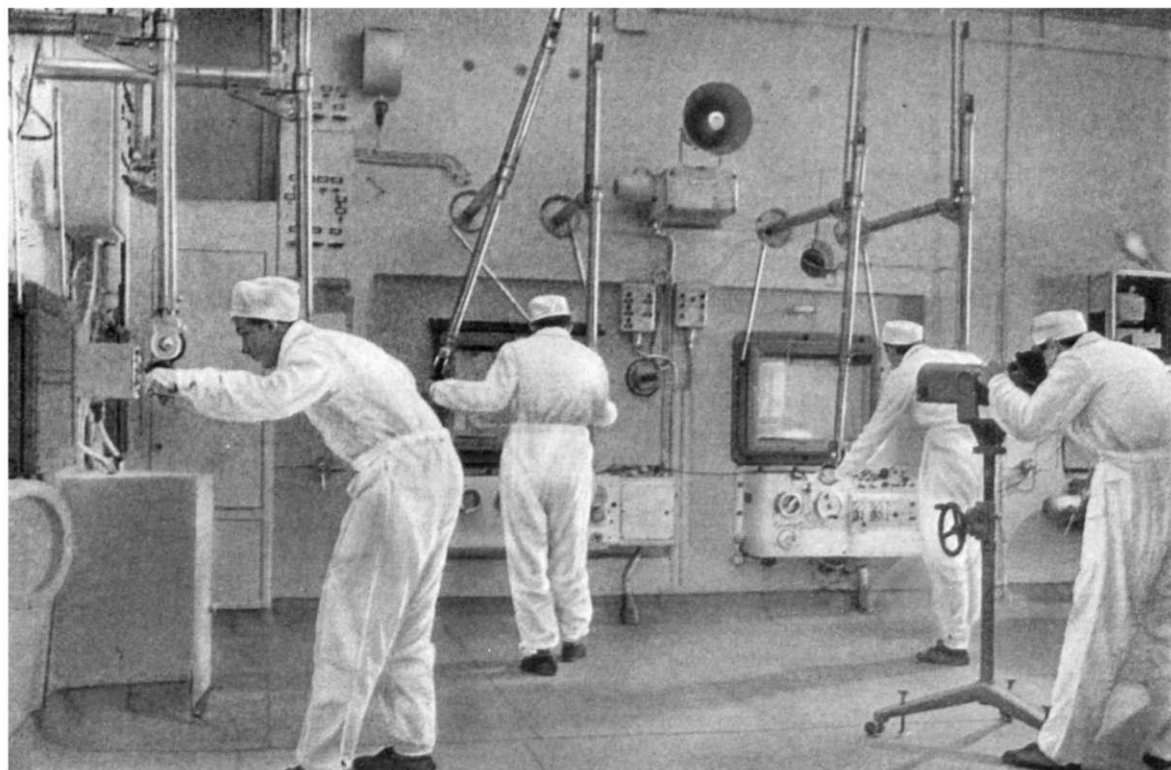




Рис. 4. Проверка загрязненности спецодежды.

Устройство вентиляции осуществляется дифференцированно в соответствии с характером проводимых работ, которые устанавливаются в зависимости от количества радиоактивных веществ на рабочем месте и их относительной радиотоксичности.

В помещениях, где установлено оборудование, устраивается местная вытяжная вентиляция, исключающая возможность выхода радиоактивных веществ в воздушную среду обслуживаемых помещений. Помещения, в которых производится ремонт оборудования и транспортировка радиоактивных веществ, оборудуются общеобменной и местной вытяжной вентиляциями. В операторских и щитовых помещениях устанавливается исключительно приточная вентиляция.

Общее количество приточного воздуха составляет примерно 80% общего количества вытяжки «грязных» зон. Делается это, во-первых, для того, чтобы

здание в целом находилось под разрежением, во-вторых, чтобы постоянно соблюдалось перетекание воздуха из более чистых в более грязные помещения. Последнее требование выполняется при помощи системы клапанов избыточного давления, перепускающих воздух только в одном направлении.

Дозиметрический контроль. В процессе работ по получению и применению радиоактивных веществ и эксплуатации источников ионизирующих излучений систематически проводится дозиметрический контроль за облучением работающего персонала. Контроль осуществляют дозиметрические службы предприятий или учреждений и промышленно-санитарные лаборатории медико-санитарных частей.

Задача дозиметрической службы заключается в контроле за уровнями ионизирующих излучений как на отдельных рабочих местах, так и в помещениях, в которых производится работа с радиоактивными веществами, в контроле за загрязненностью воздушной среды производственных помещений радиоактивными газами и аэрозолями, в определении загрязненности радиоактивными веществами рабочих поверхностей оборудования и помещений, в учете индивидуальных доз облучения обслуживающего персонала.

Ввиду того, что рабочие помещения различных атомных предприятий делятся на зоны и переход из одной зоны в другую осуществляется через санпропускники и саншлюзы, дозиметрическая служба обеспечивает контроль за загрязненностью рук, тела, одежды и обуви обслуживающего персонала на выходе из санпропускника или саншлюза, а также контроль за радиоактивной загрязненностью личной одежды и обуви работающих в проходных предприятиях и учреждений (рис. 4). Кроме того, в обязанности службы дозиметрии входит контроль за концентрациями выбрасываемых в атмосферу радиоактивных газов и аэрозолей и за активностью сточных вод, сбрасываемых в открытые водоемы.

Такой комплекс мероприятий по дозиметрическому контролю, который может быть непрерывным, периодическим или оперативным, проводится дозиметрическими службами с помощью специальной аппаратуры, подразделяющейся на стационарную и переносную.

Непрерывный дистанционный контроль за радиационной обстановкой на предприятиях атомной энергетики осуществляется с помощью стационарных установок, датчики которых, как правило, размещаются во всех обслуживаемых и некоторых полубслуживаемых помещениях в зависимости от характера технологического процесса, объема проводимых работ и вида радиоактивных веществ и излучений. Показания этих датчиков передаются на вторичные приборы, расположенные на щитах центрального дозиметрического пульта.

Периодический дистанционный контроль осуществляется в полубслуживаемых помещениях и в некоторых необслуживаемых помещениях, в которых могут проводиться ремонтные и другие работы. Контроль в этих помещениях необходим для оценки состояния радиационной обстановки во время проведения ремонтных и аварийных работ в условиях повышенных концентраций радиоактивных газов и аэрозолей в воздухе и повышенных уровней ионизирующих излучений. В этом случае проведение таких работ осуществляется по допускам, в которых дозиметрическая служба указывает время выполнения работы и виды индивидуальных защитных средств с целью предупредить переоблучение обслуживающего персонала.

Оперативный контроль за радиационной обстановкой проводится с помощью переносных приборов, которые позволяют своевременно выявить отдельные места с повышенными уровнями излучений и загрязнений и принять необходимые меры по их ликвидации. Для своевременного предупреждения обслуживающего персонала о превышении в рабочих помещениях уровней излучений или загрязненности воздушной среды предусматривается разветвленная система звуковой и световой сигнализации.

Особо важным в работе дозиметрической службы является контроль за выбросами радиоактивных газов и аэрозолей в атмосферу. Для этого применяются специальные стационарные установки, которые автоматически непрерывно контролируют концентрацию радиоактивных газов и аэрозолей в трубе перед выбросом их в атмосферу, а также измеряют валовой выброс радиоактивных веществ за сутки. Такой контроль за выбросами позволяет оперативно принимать необходимые меры в случае повышенного содержания радиоактивных веществ.

Большое место в работе дозиметрической службы занимает учет индивидуальных доз облучаемости обслуживающего персонала за определенный промежуток времени. Для этой цели широко используются индивидуальные дозиметры и фотокассеты. В последнее время нашли также применение групповые дозиметры. Фотокассеты выдаются дозиметрическими службами обслуживаемому персоналу, как правило, не больше чем на две недели. В зависимости от характера выполняемой работы, уровней излучений в рабочих помещениях и времени пребывания в них наряду с фотокассетами работникам выдаются индивидуальные дозиметры для оперативного учета доз облучения. Широко применяется усовершенствованная фотокассета, позволяющая отдельно учитывать дозы от γ -, β -излучений и потоков тепловых нейтронов при работе обслуживающего персонала в смешанных полях.

Таким образом, осуществление всего комплекса мероприятий по дозиметрическому контролю на предприятиях атомной энергетики позволяет вполне объективно оценивать состояние радиационной обстановки в рабочих помещениях, своевременно выявлять участки с повышенными уровнями излучений и загрязнений и оперативно принимать необходимые меры для обеспечения безопасных условий труда обслуживающего персонала.

Средства индивидуальной защиты. В системе мероприятий по радиационной безопасности лиц, занятых на работах по получению и применению радиоактивных веществ, большое внимание уделяется средствам индивидуальной защиты органов дыхания и кожных покровов.

Применение тех или иных средств индивидуальной защиты зависит от конкретных условий, степени радиационной опасности при выполнении рабочих операций с радиоактивными веществами и защитной эффективности самих средств индивидуальной защиты. Все лица, занятые на работах с открытыми радиоактивными веществами, обеспечиваются спецодеждой, спецобувью и перчатками.

В лабораторных условиях и в операторских помещениях в некоторых случаях достаточно применения шапочки, халата, тапочек, перчаток. В других случаях и в особенности при выполнении аварийных, ремонтных и дезактивационных работ необходимо полное переодевание работников.

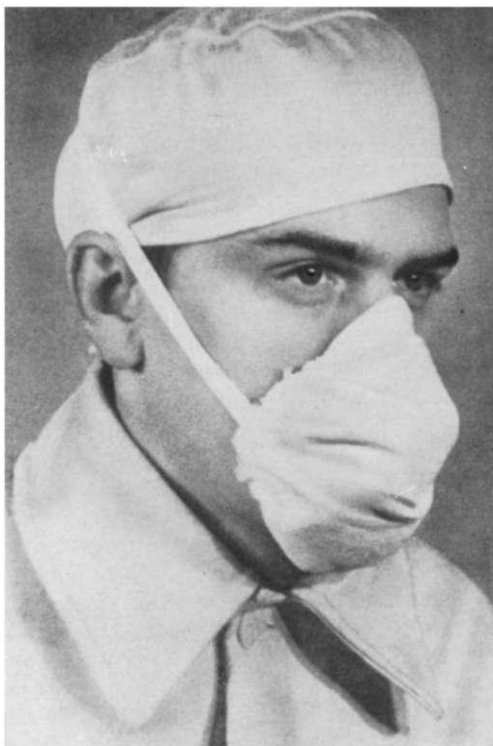
Нательное белье, халаты, комбинезоны, шапочки изготавливаются из неокрашенных хлопчатобумажных тканей с плотным плетением волокон (бязи, полотна, молескина, диагонали). Разработаны и применяются комплекты защитной верхней одежды из лавсановых тканей.

Для снижения проницаемости защитной одежды по отношению к радиоактивным веществам и для облегчения последующей дезактивации верхняя спецодежда из хлопчатобумажной ткани подкрахмаливается, а из лавсановой ткани пропитывается защитными составами.

Глаза защищают от воздействия потоков γ -излучения щитками из органического стекла.

В лабораторных и производственных условиях для защиты спецодежды и кожных покровов работающих широко применяются нарукавники, фартуки и полухалаты из пленочных материалов, при этом в зависимости от материала изделия их можно применять и при низких температурах — порядка -30 , -10 и $+5^\circ\text{C}$. Кроме резиновых перчаток для защиты рук от радиоактивных

Рис. 5. Респиратор типа ШБ-1 «Лепесток».



веществ могут быть использованы перчатки из бутылкаучука и из нейрита.

Для защиты кожи ног при работе в лабораторных условиях и в операционных помещениях достаточно использовать тапочки или ботинки с верхом из лавсановой ткани. При работе в помещениях ремонтной зоны преимущественно применяются водонепроницаемые ботинки с верхом из искусственной кожи, а для дополнительной защиты основной обуви — резиновые формовые галоши. Хорошо защищают кожу ног от загрязнения α -активными веществами пластиковые чулки и резиновые формовые чуни.

При необходимости выполнения ремонтных работ защита основной спецобуви от радиоактивных веществ достигается применением пластиковых бахил и чехлов, надеваемых поверх обуви. При аварийных, ремонтных и дезактивационных работах применяют резиновые формовые полусапоги и сапоги. Для предупреждения загрязнения кожи ног при прохождении санпропускника, в частности после проведения аварийных ремонтных и дезактивационных работ, гигиенически обосновано применение пластиковых сандалет.

Широкое применение для защиты органов дыхания от радиоактивных аэрозолей нашли бесклапанные респираторы из материалов с ультратонкими волокнами. Основные достоинства этих респираторов — высокая защитная способность, минимальное сопротивление дыханию (0,5—3,5 мм вод. ст. при скорости 30 л/мин) и небольшой вес.

Противопылевые респираторы типа ШБ-1 «Лепесток» (рис. 5) весом 10 г и с рабочей поверхностью 240 см² обеспечивают защиту органов дыхания от радиоактивных аэрозолей высокой и средней дисперсности при концентрации их в воздухе до 200 ПДК.

Бесклапанный противоаэрозольный респиратор ШБ-2 весом 60 г и с рабочей поверхностью основного фильтра 250 см² обеспечивает защиту органов дыхания от радиоактивных аэрозолей при концентрации их в воздухе до 1000 ПДК. Недостаток респираторов типа ШБ-1 и ШБ-2 заключается в том, что они могут быть использованы только однократно.

Более совершенна конструкция респиратора «Астра-2», который может использоваться многократно. Вес респиратора 250 г, рабочая поверхность фильтров 400 см². Этот респиратор рекомендуется использовать в качестве средства защиты органов дыхания от радиоактивных аэрозолей тонкой дисперсности в условиях работы при повышенной влажности воздуха, на морозе, при тяжелых физических нагрузках и концентрации аэрозолей в воздухе до 200

ПДК. Сопротивление дыханию невелико: при скорости воздуха 30 л/мин сопротивление вдоху 2—3 и выдоху 3,5 мм вод. ст.

Для защиты органов дыхания от радиоактивных газов и паров, а также радиоактивных аэрозолей при возможном содержании их в воздухе свыше 1000—10 000 ПДК применяются шланговые средства защиты. Воздух в зону дыхания в этом случае подается по шлангу от стационарной или переносной системы воздухообеспечения. Разводящие системы воздухообеспечения в шланговых средствах защиты выполняются в виде стальных труб, точки присоединения шлангов снабжаются шаровыми или пружинными автоматическими клапанами. Воздух подается высоконапорными вентиляторами или воздуходувками.

Простейшими шланговыми средствами индивидуальной защиты органов дыхания от радиоактивных веществ являются пневмомаски, пневмошлемы и пневмокуртки. Пневмомаска обеспечивает защиту органов дыхания при концентрации радиоактивных аэрозолей в воздухе до 10 000 ПДК и при наличии в воздухе радиоактивных паров и газов. Пневмошлем применяется при концентрации радиоактивных аэрозолей в воздухе до 100 000 ПДК, вес его 500 г, воздух для дыхания в шлем подается со скоростью 150—200 л/мин. Пневмокуртка может быть использована для ремонтных работ внутри вытяжных шкафов и боксов при концентрации радиоактивных аэрозолей до 100 000 ПДК. Воздух для дыхания и вентиляции подкостюмного пространства в этом случае подается со скоростью 200—350 л/мин.

Для одновременной защиты органов дыхания и кожных покровов от радиоактивных веществ следует применять пневмокостюмы (рис. 6). Пневмокостюмы используются при выполнении аварийных, ремонтных и дезактивационных работ, когда концентрация радиоактивных аэрозолей в воздухе достигает 10 000 ПДК и радиоактивных газов — 1000 ПДК. Воздух для дыхания и вентиляции подкостюмного пространства подается в пневмокостюмы со скоростью 200—400 л/мин. Вес пневмокостюмов различных типов составляет 2—3 кг, диапазон допустимых для их использования температур воздуха на рабочем месте лежит в пределах от —30 до +45°С.

При электродуговой и газовой сварке и резке загрязненного радиоактивными веществами оборудования применяются защитные комплекты для сварщика ЛИЗ-КС, которые обеспечивают защиту кожных покровов и органов дыхания при концентрации радиоактивных аэрозолей на рабочем месте до 10 000 ПДК, а также защиту глаз от ультрафиолетового излучения.

В случае необходимости для выполнения особо подвижных аварийных и ремонтных работ при концентрации радиоактивных аэрозолей в воздухе до 1000 ПДК могут быть использованы изолирующие комплекты типа ИКАП, в том числе с проводным переговорным устройством. Эти комплекты имеют автономные системы регенерации газовой дыхательной смеси подкостюмного пространства. Вес комплектов 6,5—7,2 кг. Диапазон температур воздуха окружающей среды, допускающий использование комплектов ИКАП, весьма велик — от —30 до +45°С и выше. При температуре воздуха на рабочем месте порядка +45°С время работы в комплекте 2 ч.

Применение индивидуальных средств защиты органов дыхания и кожных покровов позволяет предотвратить поступление в организм радиоактивных веществ при выполнении аварийных, ремонтных и дезактивационных работ.

Личная гигиена работающих. В системе профилактических мероприятий немаловажная роль принадлежит также мерам по личной гигиене персонала.

В помещениях, где проводится работа с радиоактивными веществами, запрещается курить, принимать пищу, пользоваться косметикой.

К работе персонал допускается после тщательного инструктажа и проверки знаний правил работы с радиоактивными веществами.

Аккуратность и тщательность в работе, высокая культура труда — непременные условия личной гигиены.



На предприятиях и в лабораториях оборудуются санитарно-бытовые помещения для смены спецодежды, спецобуви и дополнительных средств защиты органов дыхания и кожных покровов и дезактивации кожных покровов с применением тех или иных дезактивационных средств. Как правило, эти помещения выполнены в виде санпропускников, при этом исключается загрязнение домашней одежды и обуви. Достаточность дезактивации кожных покровов проверяется дозиметрическими приборами.

Стирка спецодежды в домашних условиях не разрешается. Для очистки спецодежды оборудуются специальные прачечные, качество дезактивации контролируется дозиметрическими приборами.

Лечебно-профилактические мероприятия. Большая роль в обеспечении радиационной безопасности персонала, занятого на работах с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений, принадлежит лечебно-профилактическим мероприятиям.

К работе с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений допускаются лица не моложе 18 лет и не имеющие противопоказаний по состоянию здоровья. Все лица перед приемом на работу в обязательном порядке проходят предварительный медицинский осмотр, в котором с применением лабораторных, рентгеновских и других методов исследования всесторонне оценивается их здоровье. В СССР разработан и принят для обязательного руководства перечень болезней, при наличии которых запрещается прием на работу и работа с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений.

Диспансерное наблюдение за состоянием здоровья всех работников предприятий атомной энергетики осуществляется путем периодических медицинских осмотров с проведением лабораторных и других исследований не реже одного раза в год, а в ряде случаев — двух раз в год. При этом обеспечивается участие в осмотрах терапевта, невропатолога, дерматолога, гинеколога, хирурга, окулиста и других врачей.

В случае выявления отклонений в состоянии здоровья, и в том числе связанных с радиационным воздействием, проводится комплекс лечебно-профилакти-

тических мероприятий: амбулаторное или стационарное лечение, лечение в профилакториях с отрывом и без отрыва от работы, лечение в санаториях различных профилей, перевод на другую работу и т. д. Все эти мероприятия проводятся индивидуально с учетом возраста, стажа работы, динамики и характера изменений в состоянии здоровья.

Такая система медицинских мероприятий позволяет своевременно выявить ранние изменения в организме работающих и обеспечить сохранение здоровья и работоспособности персонала, а также предотвратить какое-либо неблагоприятное влияние радиации на потомство.

РАDIАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ НАСЕЛЕНИЯ

Эксплуатация предприятий атомной энергетики, лабораторий, а также учреждений, использующих радиоактивные вещества, связана с возможным образованием различных радиоактивных отходов, которые могут служить потенциальными источниками загрязнения атмосферного воздуха, почвы, растительности, открытых водоемов и других объектов внешней среды. Поэтому одна из важнейших задач при эксплуатации таких предприятий и учреждений — предотвращение попадания радиоактивных отходов во внешнюю среду в концентрациях, превышающих установленные санитарными законодательными нормами.

В нашей стране охране внешней среды от загрязнения радиоактивными веществами придается первостепенное значение. В правилах и нормах, регламентирующих проектирование, строительство и эксплуатацию предприятий, предусмотрены обязательные для выполнения мероприятия и условия, направленные на исключение вредного влияния их на санитарное состояние внешней среды и на здоровье населения, проживающего в ближайшем районе.

При этом учитывается возможность организации в случае необходимости санитарно-защитной зоны, т. е. санитарного разрыва между предприятием и населенными пунктами. Такой разрыв служит дополнительной гарантией безопасности населения, проживающего в районе предприятий. Размеры санитарно-защитных зон устанавливаются в зависимости от характера и типа предприятий и учреждений, эффективности очистных устройств и других факторов.

В проектах строительства предприятий атомной энергетики предусматривается расширенный комплекс мероприятий, направленных на недопущение загрязнения внешней среды радиоактивными веществами. Основными из этих мероприятий являются: очистка удаляемого в атмосферу вентиляционного воздуха с последующим выбросом его через трубу для обеспечения гарантированного разбавления до допустимых величин в точке приземления факела; очистка сточных вод, загрязненных радиоактивными веществами, обеспечивающая предельно допустимые концентрации радиоизотопов в устье канализационного коллектора перед сбросом в водоем; удаление и обезвреживание твердых радиоактивных отходов, исключающие их вредное влияние на окружающую территорию и подземные воды.

На выполнение этих и многих других профилактических мероприятий в нашей стране ассигновываются значительные средства, но эти затраты вполне оправданы, так как они направлены на сохранение здоровья людей.

Для постоянного контроля за санитарно-радиационной обстановкой в районах атомных предприятий и учреждений, а также за эффективностью проводимых мероприятий на каждом из них созданы специальные службы внешней дозиметрии. Эти службы проводят контроль за правильной организацией удаления и обезвреживания радиоактивных отходов, осуществляют непрерывные измерения гамма-фона на местности и анализируют пробы атмосферного воздуха, воды открытых водоемов, водных растений и животных, почвы, раститель-

ности, сельскохозяйственных продуктов с целью определить содержание в них радиоактивных веществ.

Определение загрязненности атмосферного воздуха радиоактивными аэрозолями (аспирационный метод) осуществляется при помощи прокачных установок с круглосуточной работой газодувок. Продолжительность экспозиции фильтров составляет 2—3 суток. Для определения плотности радиоактивных выпадений (седиментационный метод) используются открытые планшет-кюветы с экспозицией в течение 10—15 суток.

Для постоянной регистрации гамма-фона на местности устанавливаются высокочувствительные гамма-радиографы в тех же пунктах, где оборудованы аспирационные установки.

При анализе вод открытых водоемов на содержание в них радиоактивных веществ пробы отбираются (рис. 7) в следующих точках: выше заборного коллектора (контрольная точка), в сбросном коллекторе, ниже сбросного коллектора, ниже по течению реки, у ближайшего населенного пункта.

В пунктах расположения открытых планшет-кюветов отбираются пробы почвы и растительности. Радиометрические и радиохимические анализы отобранных проб объектов внешней среды производятся в специальных лабораториях с применением чувствительных и надежных приборов.

Для оперативного контроля за состоянием радиационной обстановки внешней среды все больше применяются передвижные автомобильные лаборатории для бета-гамма-съемки местности и проведения экспресс-анализов, а также специальные машины для обслуживания внешних дозиметрических постов и отбора проб (рис. 8.).

Критериями при оценке санитарно-радиационного состояния окружающей среды являются установленные в СССР предельно допустимые концентрации радиоактивных изотопов в атмосферном воздухе и в воде открытых водоемов, предельно допустимые уровни ионизирующих излучений и предельно допустимые дозы излучений для населения.

Выполнение всех перечисленных выше мероприятий и условий при проектировании, строительстве и эксплуатации обеспечивает вполне удовлетворительную санитарно-радиационную обстановку в районе всех действующих предприятий атомной энергетики.

К таким предприятиям относятся совершенно различные по технологии производства, начиная от горнорудных предприятий по добыче урановых и ториевых руд и кончая производствами по получению и обработке ядерного горючего и изделий из него.

К предприятиям и учреждениям, использующим ядерную энергию, относятся атомные электростанции, транспортные энергетические установки (морские суда), различные учреждения, применяющие радиоактивные изотопы для научных исследований, лечения заболеваний, гамма-дефектоскопии, автоматизации и контроля технологических процессов и пр.

На предприятиях атомной энергетики в зависимости от технологии производства и характера использования ядерной энергии образуются различные радиоактивные отходы: жидкие, газообразные и твердые.

К жидким радиоактивным отходам относятся: на предприятиях по переработке урановых руд — так называемые хвосты производства; на заводах по получению металлического урана и радиохимических производствах — промышленные сточные воды; на атомных реакторах, в том числе и на атомных электростанциях, — протечки контурных вод, трапные и обмывочные воды, воды бассейнов выдержки отработанных тепловыделяющих элементов, а также стоки санитарно-бытовых помещений и прачечных для стирки загрязненного радиоактивными веществами рабочего белья и одежды.

Так называемые хвостовые отходы производства, являющиеся неотъемлемой частью технологического процесса при переработке урановых руд, напра-



Рис. 7. Отбор проб воды.

входят на специально оборудованные хвостохранилища. Осветленные воды из хвостохранилищ возвращаются в технологический процесс, а дебаланс этих вод после очистки от радиоактивных веществ до предельно допустимых концентраций сбрасывается в открытые водоемы.

Промышленные сточные воды предприятий по получению металлического урана перед сбросом в открытые водоемы также подвергаются очистке до предельно допустимых концентраций. Особого внимания требуют жидкие отходы, образующиеся на предприятиях радиохимической промышленности, так как в них содержатся продукты деления ядер урана, обладающие высокой радиотоксичностью. К ним можно отнести такие изотопы, как Sr^{90} , Cs^{137} , Ru^{106} , Sr^{89} , I^{131} и др.

По степени радиоактивности жидкие отходы можно разделить на следующие три группы:

1. Слабоактивные жидкие отходы или нетехнологические сточные воды, которые образуются в основном за счет дезактивации помещений и оборудования. Сточные воды этой группы имеют активность не выше 10^{-5} кюри/л.

2. Среднеактивные жидкие отходы, образующиеся, как правило, в процессе технологической переработки облученного сырья, обладают активностью от 10^{-4} до 10^{-2} кюри/л.

3. Высокоактивные жидкие отходы, получаемые в результате концентрирования отработанных технологических растворов, они характеризуются активностью от десятых долей до десятка кюри на литр.

Слабоактивные сточные воды подвергаются очистке на соответствующих сооружениях, где в зависимости от состава применяются следующие процессы: коагуляция, отстаивание, фильтрация, сорбция на ионообменных смолах и др.

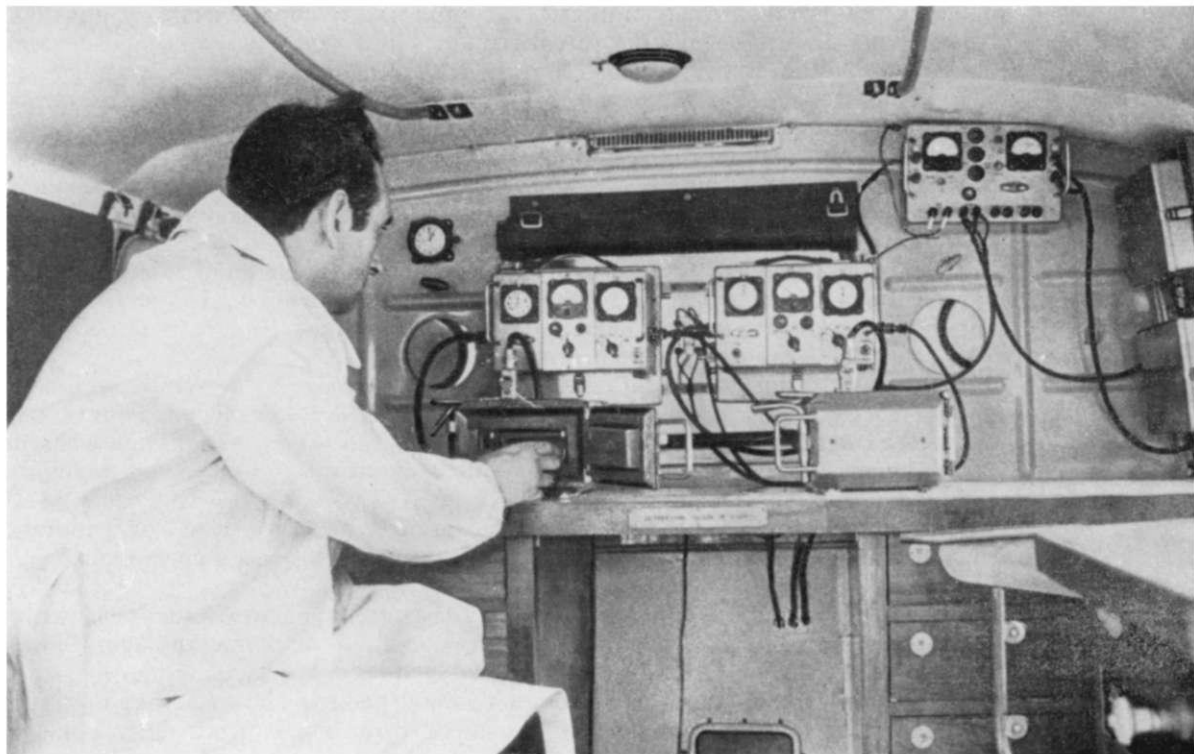
Среднеактивные и высокоактивные жидкие отходы помещаются в специально создаваемые емкости, конструкция которых исключает возможность утечки этих растворов и попадания их в подземные воды. Кроме того, в нашей стране разработаны методы отверждения таких растворов и последующего их хранения как твердых отходов.

Жидкие радиоактивные отходы реакторов подвергаются многоступенчатой очистке с использованием процессов коагуляции, отстаивания, фильтрации, выпарки и сорбции на ионообменных смолах. Такая схема очистки вполне обеспечивает снижение содержания радиоактивных веществ в стоках до предельно допустимых концентраций, в результате чего основная масса очищенных вод используется в оборотном цикле.

Кубовые остатки от выпарных аппаратов, осадки из отстойников и отработанные ионообменные смолы захоранивают в специальных могильниках, конструкция которых предотвращает загрязнение грунтовых вод радиоактивными веществами.

К газообразным радиоактивным отходам относятся аэрозоли и газы различных радиоизотопов, образующиеся за счет эманации радиоактивных руд, при переработке радиоактивного сырья, промежуточных продуктов и облученных материалов, при работе атомных реакторов, хранении облученных материалов и высокоактивных жидких отходов и т. д.

Рис. 8. Внутреннее оснащение передвижной автомобильной лаборатории.



Для удаления газообразных радиоактивных отходов устанавливается специальная система вентиляции.

В вентиляционных выбросах предприятий по переработке урановой руды и получению металлического урана содержатся аэрозоли урана, незначительные количества радия, полония и радона. В вентиляционных выбросах радиохимических предприятий содержатся продукты деления урана в виде осколочных аэрозолей — Sr^{90} , Cs^{137} , Ru^{106} , I^{131} , Sr^{89} и др.

На атомных реакторах имеется два основных источника образования газо-аэрозольных отходов.

Первый источник — продукты деления ядер горючего материала (так называемые осколки деления), которые могут быть в твердой и газообразной форме. В состав осколков входят как короткоживущие изотопы с периодом полураспада от секунд и минут до нескольких дней (криптон, ксенон, рутений и др.), так и долгоживущие изотопы с периодом полураспада от нескольких лет до сотен лет (цезий, стронций и др.). Выделение осколков деления ядер горючего в воздух возможно лишь при нарушении герметичности оболочек тепловыделяющих элементов. Наибольшую вероятность попадания в воздух имеют газообразные осколки: ксенон, криптон, йод и др.

Второй источник образования газо-аэрозольных отходов на реакторах — радиоизотопы наведенной активности, образующиеся в результате взаимодействия нейтронных потоков с веществами, окружающими активную зону реактора (воздух, теплоноситель). Наибольшее значение имеет активация стабильного Ar^{40} , содержащегося в воздухе, с превращением в радиоактивный Ar^{41} . Активация других веществ, входящих в состав воздуха, существенного значения в общем уровне радиоактивных выбросов из реактора не имеет из-за короткого периода полураспада.

В настоящее время имеются эффективные средства очистки вентиляционных выбросов от различных радиоактивных аэрозолей и газов, образующихся на предприятиях атомной энергетики. От аэрозолей вентиляционный воздух очищается на тканевых, волокнистых, зернистых и керамических фильтрах.

Вентиляционный воздух после очистки от аэрозолей и газов выбрасывается в атмосферу через трубу, высота которой должна обеспечивать уменьшение максимальных приземных концентраций радиоактивных веществ ниже предельно допустимой для воздуха населенных мест.

К твердым радиоактивным отходам относятся: металлолом, различные строительные отходы и другие материалы, загрязненные радиоактивными веществами, использованные и пришедшие в негодность индивидуальные средства защиты и т. д.

Металлолом подвергают дезактивации, после чего он либо может использоваться в народном хозяйстве, либо подлежит захоронению. Для захоронения твердых отходов устраивают специальные могильники. Конструкция могильников зависит от степени радиоактивности отходов.

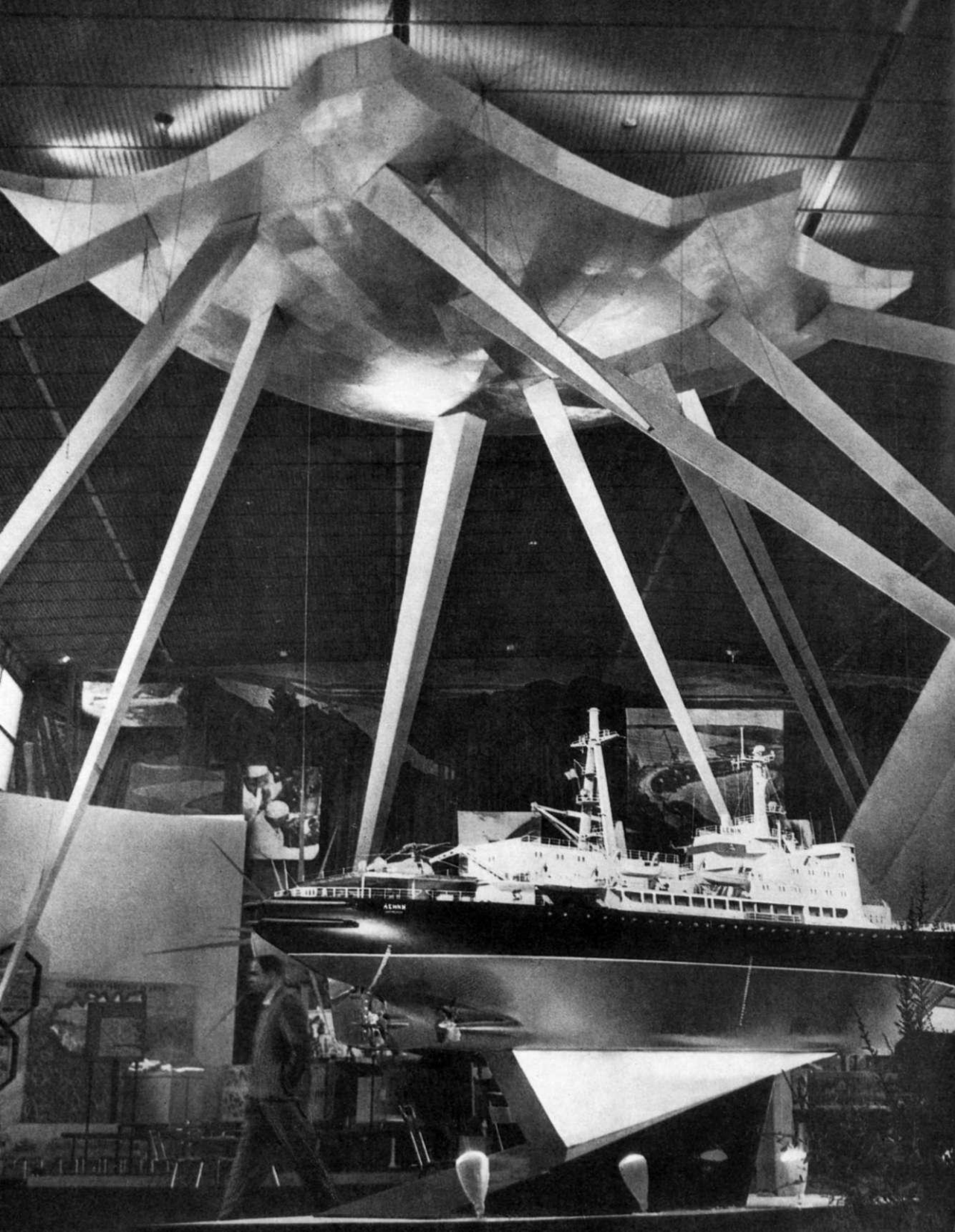
Высоко- и среднеактивные отходы захоранивают в бетонные емкости, которые сооружают выше уровня грунтовых вод с целью исключить возможность их загрязнения. Слабоактивные твердые отходы удаляются в земляные траншеи, оборудованные глиняными замками, также исключающими загрязнение грунтовых вод.

На основании результатов многочисленных исследований разработаны и внедрены в практику на действующих предприятиях методы и средства защиты от воздействия ионизирующих излучений.

Многолетний опыт работы предприятий атомной энергетики убедительно показал, что применяемые методы и средства защиты от ионизирующих излучений надежно обеспечивают безопасные условия труда, и специфический радиационный фактор при соблюдении правил работы не оказывает вредного влияния на состояние здоровья работающих. Этот многолетний опыт показал

также, что эксплуатация предприятий атомной энергетики не оказывает влияния на санитарное состояние окружающей внешней среды за пределами санитарно-защитных зон.

Применение систем оборотного водоснабжения с повторным использованием очищенных вод в технологическом цикле, эффективная очистка газообразных и жидких радиоактивных отходов в сочетании с систематическим дозиметрическим и радиометрическим контролем атмосферного воздуха, вод открытых водоемов, почвы, растительности и других объектов внешней среды обеспечивают полную гарантию безопасности населения, проживающего в районах размещения этих предприятий.



МЕЖДУНАРОДНОЕ СОТРУДНИЧЕСТВО

МЕЖДУНАРОДНОЕ СОТРУДНИЧЕСТВО ПО МИРНОМУ ИСПОЛЬЗОВАНИЮ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ

В. С. ЕМЕЛЬЯНОВ

СССР И ПРОБЛЕМА МИРНОГО ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ

Начиная с 1945 г. Советский Союз настойчиво выступает за то, чтобы атомная энергия использовалась только для мирных целей. Более двадцати лет Советский Союз ведет борьбу за мирный атом, предлагая всем другим странам сотрудничество в этой области.

Первые советские предложения о сотрудничестве последовали уже в 1946 г.— на следующий год, после того как на Хиросиму и Нагасаки были сброшены американские атомные бомбы.

27 декабря 1945 г. на совещании министров иностранных дел СССР, США и Великобритании был поставлен вопрос о контроле над атомной энергией и было решено внести на рассмотрение Генеральной Ассамблеи Организации Объединенных Наций рекомендации по вопросу об учреждении при ООН комиссии для рассмотрения связанных с открытием атомной энергии проблем и сопутствующих им вопросов. В 1946 г. такая комиссия была создана.

19 июня 1946 г. советская делегация в Комиссии ООН по атомной энергии внесла проект международной конвенции «О запрещении производства и применения оружия, основанного на использовании атомной энергии, в целях массового уничтожения». В первой же статье проекта конвенции предлагалось: не применять ни при каких обстоятельствах атомное оружие; запретить производство и хранение оружия, основанного на использовании атомной энергии; уничтожить в трехмесячный срок, считая со дня вступления в силу конвенции, весь запас готовой и незаконченной продукции атомного оружия.

Вместе с проектом конвенции советская делегация внесла также предложение об организации работы Комиссии по атомной энергии. Основываясь на решении Генеральной Ассамблеи ООН, принятом 24 января 1946 г., она предложила учредить в рамках Комиссии комитеты с четко определенными функциями: один — по обмену научной информацией и другой — по предотвращению применения атомной энергии во вред человечеству. Предложения Советского Союза, таким образом, были направлены на устранение нависшей над миром угрозы истребления человечества атомным оружием и открывали широкие возможности для сотрудничества по использованию ядерной энергии для дела мира и прогресса.

Но советские предложения не были приняты, так как совершенно иные намерения были у государственных деятелей США. Вследствие того, что реальным источником атомной энергии пока что является уран, США предложили план контроля за урановым сырьем.

Представитель США в Комиссии ООН по атомной энергии Бернард Барух изложил основные положения этого плана, ставшего впоследствии известным как план Баруха по контролю за применением атомной энергии. Все 14 пунктов этого плана посвящены преимущественно вопросам контроля, но ни в одном пункте не указывается, как и когда будет уничтожено ядерное оружие, имеющееся у США. Первый пункт плана — «Общие положения» — говорит о том, что «международный орган должен выработать тщательный план контроля над областью применения атомной энергии путем установления различных форм собственности, владения, разрешений эксплуатации, наблюдения, изысканий и управления через посредство компетентного персонала».

План предусматривал также контроль — последний пункт так и назван: «Международный контроль». Планом Баруха США пытались установить контроль за всеми работами по атомной энергии, ведущимися во многих странах мира. По этому плану США могли полностью сохранить за собой атомное оружие и вместе с тем запретить всем другим странам производить его.

США ускоренными темпами накапливали запасы ядерной взрывчатки, повышали ядерную мощь своей страны. А политика диктата в отношениях с другими странами стала проводиться жестче и бесцеремоннее. Угрозы в высказываниях государственных, политических и военных деятелей США в адрес Советского Союза все возрастали.

Советскому Союзу необходимо было сделать все возможное, чтобы отвести растущую опасность со стороны новых претендентов на мировое господство и создать свое ядерное оружие. В поразительно короткие сроки такое оружие было создано и монополия США в этой области была ликвидирована.

Вслед за атомной бомбой появилась водородная. Человечество овладело еще одной тайной природы: научилось выделять энергию, соединяя ядра тяжелого водорода — дейтерия. Но вырванная у природы тайна осложнила международное положение, а возможности сотрудничества в мирном использовании атомной энергии ухудшились. Те, кто стояли на позициях международного сотрудничества, прилагали все усилия к предотвращению надвигающейся катастрофы, к использованию научных открытий в мирных целях. Мировая общественность настоятельно требовала приостановить гонку вооружений и прекратить испытания ядерного оружия.

Всемирный конгресс сторонников мира в принятом воззвании на сессии, проходившей в Стокгольме в марте 1950 г., потребовал «безусловного запрещения атомного оружия как оружия устрашения и массового уничтожения людей». В воззвании было сказано, что «правительство, которое первым применит против какой-либо страны атомное оружие, совершит преступление против человечества и должно рассматриваться как военный преступник». Итоги сессии показали, что движение народов против подготовки новой войны

и применения атомного оружия находится на подъеме и встречает широкую поддержку во многих странах.

В конце 1953 г. президент США Д. Эйзенхауэр, учитывая «веление времени», в своей речи, произнесенной на VIII Сессии Генеральной Ассамблеи ООН, вынужден был заявить, что «если ученые и инженеры всего мира будут обладать достаточным количеством расщепляющегося вещества, чтобы доказать и развить свои идеи, эти возможности будут быстро использованы для всеобщего эффективного экономического применения». В речи президента было немало общих рассуждений о том, какое зло может принести людям военное использование атомной энергии и какие блага ждут человечество, если эта энергия будет направлена на мирные цели, но в ней не было никаких практических, конкретных предложений по уничтожению атомного оружия и прекращению дальнейшего его производства.

Эйзенхауэр заявил, что США предлагают создать международный орган в системе Организации Объединенных Наций с тем, чтобы все страны начали делать вклады из своих запасов урана и расщепляющихся материалов в распоряжение этого международного органа. Следует иметь в виду, что предложение Эйзенхауэра о создании Атомного агентства совпало по времени с окончанием разработки Пентагоном военной доктрины «Нью лук», переносившей центр тяжести в гонке вооружений на ядерное оружие.

В заявлении Советского правительства по поводу выступления Д. Эйзенхауэра было сказано, что если все дело сведется к тому, что на мирные цели будет направлена лишь небольшая часть атомных материалов, а основная их масса — причем непрерывно возрастающая — будет использована для производства все более и более разрушительного атомного оружия, то опасность атомной войны несколько не ослабнет.

Началась пора длительных переговоров между Советским Союзом и США по вопросам использования атомной энергии и создания соответствующего международного органа. Советский Союз настойчиво обращал внимание американского правительства на то, что международный орган, созданный на основе соглашения между государствами, сможет успешно выполнять свои функции лишь в том случае, если он не будет использован в ущерб безопасности тех или иных государств.

Советское правительство неоднократно заявляло, что только заключение международного соглашения о безоговорочном запрещении атомного оружия способно обеспечить широкое международное сотрудничество в области мирного использования атомной энергии и устранить угрозу атомной войны.

В ходе обмена мнениями США выступили с предложением начать переговоры между восемью государствами, «обладающими наибольшими знаниями в конструктивном использовании атомной энергии», о создании Международного агентства по атомной энергии (МАГАТЭ).

Советское правительство заявило о своей готовности принять участие в создании Международного агентства по мирному использованию атомной энергии. Вместе с тем правительство СССР сочло необходимым еще раз отметить, что «вопросы развития международного сотрудничества в области мирного использования атомной энергии находятся в прямой зависимости от разрешения проблемы сокращения вооружений и запрещения атомного оружия. Заключение международного соглашения о полном запрещении атомного оружия способствовало бы ослаблению международной напряженности, укреплению взаимного доверия между государствами, предотвращению угрозы атомной войны и устранило бы препятствия для широкого и наиболее плодотворного сотрудничества в области мирного использования атомной энергии».

Перед началом работы VIII Сессии Генеральной Ассамблеи ООН со стороны США поступило предложение провести под эгидой ООН международную

конференцию с тем, чтобы ознакомить общественность с работами по мирному использованию атомной энергии и с конкретными докладами ученых, показать важность международного сотрудничества в этой области.

Советский Союз не только дал согласие на участие в этой конференции. Ученые нашей страны начали тщательную подготовку своих докладов, а также экспонатов для выставки, которая должна была открыться одновременно с конференцией.

Организация Первой международной конференции по мирному использованию атомной энергии заложила солидный фундамент в дело международного сотрудничества ученых и восстановила разорванные во время второй мировой войны научные связи.

Однако еще задолго до созыва Первой женевской конференции СССР начал переговоры о сотрудничестве в области мирного использования атомной энергии, сначала со странами социалистического лагеря, а затем, уже после конференции, с некоторыми из развивающихся стран и, наконец, в самом конце пятидесятих годов со странами индустриально развитыми. За этот период Советским Союзом заключено 34 соглашения с 24 странами.

СОТРУДНИЧЕСТВО СССР С ЗАРУБЕЖНЫМИ СТРАНАМИ

Сотрудничество с социалистическими странами. Д в у с т о р о н н и е соглашения со странами социалистического содружества. Первые двусторонние соглашения о сотрудничестве по мирному использованию атомной энергии Советский Союз заключил с рядом стран социалистического содружества еще в апреле 1955 г. Важнейшей задачей этого сотрудничества Советский Союз считал оказание помощи социалистическим странам в деле создания и развития национальной атомной науки и техники, т. е. помощь в строительстве в этих странах исследовательских атомных реакторов, ускорителей, радиохимических лабораторий, в подготовке национальных научных кадров, в совместной разработке отдельных проблем, приборов, оборудования и защитной техники, а также совместное рассмотрение и обсуждение планов научных и практических работ по использованию атомной энергии в мирных целях, обмен опытом по производству радиоактивных изотопов и излучений.

Для выполнения обязательств по соглашениям советские научные, конструкторские и проектные организации предложили три типа атомных реакторов — тяжеловодный (ТВР) мощностью до 10 000 *квт*, водо-водяной (ВВР) мощностью 2000 *квт*, реактор бассейнового типа (ИРТ) мощностью до 2000 *квт*, ускоритель элементарных частиц на энергию 25 млн. *эв* с физической лабораторией, электростатический генератор на 2,5 млн. *эв*, подкритическую сборку для учебных целей, бетатрон на энергию 25—30 млн. *эв*, мощную кобальтовую установку, а также проект радиохимической (изотопной) лаборатории. Для подготовки национальных кадров советскими специалистами были разработаны типовые программы и методы обучения.

Уже на первом этапе сотрудничества в социалистических странах с помощью Советского Союза было сооружено и введено в действие 9 атомных реакторов, 6 циклотронов, 7 радиохимических и физических лабораторий. Заключенные соглашения позволили создать в этих странах солидные научно-исследовательские центры и значительно поднять как уровень научных исследований, так и инженерных разработок по использованию атомной энергии в различных областях народного хозяйства.

Свыше 600 высококвалифицированных советских специалистов участвовало в оказании помощи в строительстве, монтаже, наладке и пуске в эксплуатацию данных научных центров.

За это время в Советском Союзе прошли обучение и стажировку более 2000 специалистов и молодых ученых социалистических стран. Многим из них после защиты в СССР диссертационных работ присвоена ученая степень.

Особенно широкий размах работы по мирному использованию атомной энергии получили в социалистических странах, объединенных Советом Экономической Взаимопомощи (СЭВ). Соглашения, подписанные за последние годы, поднимают это сотрудничество на новую ступень. В соответствии с ними в ряде стран начаты совместные работы советских ученых и ученых этих стран. Так, в Венгрии создается Измерительный центр, необходимый для более эффективного использования «машинного времени» таких установок, как атомные реакторы и ускорители. Проводятся совместные работы по дальнейшему совершенствованию атомной транспортабельной установки «Арбус» и выявлению возможности ее использования в ВНР в целях теплофикации, ведутся исследования в области физики реакторов и физики твердого тела. В Польше советские и польские специалисты заняты изучением вопроса применения изотопов в народном хозяйстве и разработкой соответствующей аппаратуры.

Придавая большое значение реакторам на быстрых нейтронах, советские ученые уже второе десятилетие ведут планомерные исследования по этим перспективным типам реакторных установок, позволяющих наиболее полно использовать ядерное горючее. В последнее время к этим работам привлечены специалисты Чехословакии и Германской Демократической Республики.

Возникла хорошая практика непосредственных научных связей исследовательских центров Советского Союза и других стран социалистического содружества. Это позволяет проводить взаимное согласование и обмен программами и материалами, составлять годовые планы совместных научных работ.

Важным этапом сотрудничества СССР и стран социалистического содружества является помощь Советского Союза в строительстве атомных электростанций.

Первое соглашение о строительстве атомной электростанции было подписано Советским Союзом с ГДР еще в 1956 г. Эта станция введена в 1966 г. в эксплуатацию и в короткий срок достигла проектной мощности (70 тыс. *квт*). В том же году было подписано соглашение о строительстве атомной электростанции в Чехословакии мощностью 150 тыс. *квт*. Она должна войти в строй в 1968 г. В ноябре 1966 г. подписано соглашение о строительстве в ЧССР второй атомной электростанции мощностью до 300 тыс. *квт*. В июле 1965 г. с ГДР также было подписано второе соглашение о сооружении и вводе в эксплуатацию до 1980 г. нескольких атомных электростанций общей электрической мощностью 2 млн. *квт*. Первым этапом в осуществлении этого плана явится сооружение в ГДР атомной электростанции мощностью 800 тыс. *квт*. На станции будут установлены два атомных реактора мощностью по 400 тыс. *квт* каждый. Планируется ввести в действие первый реактор в 1973 г., а второй в 1974 г.

В июле 1966 г. подписано соглашение о строительстве нескольких атомных электростанций общей мощностью 800 тыс. *квт* в Болгарии, а в декабре 1966 г. аналогичное соглашение заключено с Венгрией.

За прошедшее десятилетие были определены необходимые научно-инженерные предпосылки для решения вопросов атомной энергетики во всех странах социалистического содружества, что является ярким свидетельством эффективности социалистической формы сотрудничества.

Другие формы сотрудничества социалистических стран. Однако сотрудничество Советского Союза со странами социалистического содружества не ограничивается одними лишь двусторонними соглашениями. В 1956 г. в г. Дубне (под Москвой) был создан Объединенный институт ядерных исследований.



Рис. 1. Заседание Комитета полномочных представителей стран-членов Объединенного института ядерных исследований, г. Дубна.

Объединенный институт ядерных исследований (ОИЯИ) возник на базе двух советских научно-исследовательских институтов, занятых работами в области физики высоких энергий: в одном из них был сооружен ускоритель — синхрофазотрон с энергией протонов 680 Мэв , а в другом — ускоритель на 10 Гэв . Длительное время данный ускоритель был самым крупным в мире.

Все это уникальное оборудование со всеми сооружениями было безвозмездно передано Советским правительством ОИЯИ. В настоящее время в институте работает более 3000 человек, в том числе свыше 600 научных работников.

Идея создания такого института возникла еще во время проведения Первой женевской конференции в 1955 г. Академику В. И. Векслеру, прибывшему на конференцию в качестве члена советской делегации, было поручено посетить находящийся в Женеве Европейский центр ядерных исследований по изучению проблем физики высоких энергий — ЦЕРН и выяснить возможность сотрудничества ученых СССР с этим центром.

В работе ЦЕРНа принимали участие почти все страны Западной Европы. Ведь приобретение современного физического оборудования, и в особенно-

сти сооружение ускорителей, для многих стран — задача слишком трудная из-за очень высокой его стоимости. Кроме того, в некоторых странах бывает трудно подобрать достаточное количество ученых для управления этим сложным оборудованием и проведения на нем работ.

Однако в то время руководство ЦЕРНа не проявило желания сотрудничать с СССР.

Тогда члены советской делегации поставили вопрос о создании института, в котором над проблемами современной физики могли бы совместно работать ученые социалистических стран. После обсуждения этого вопроса в правительствах было принято общее решение о создании Объединенного института ядерных исследований.

В последующей своей деятельности ОИЯИ установил постоянные связи с ЦЕРНом, и в последние годы ученые ЦЕРНа часто посещают институт и участвуют в научных исследованиях, проводимых на его ускорителях. Некоторые сотрудники ОИЯИ также в течение длительного времени работали в лабораториях ЦЕРНа. Эти связи двух мощных исследовательских центров упрочились и стали постоянными.

Организация атомной комиссии СЭВ. В октябре 1960 г. на учредительном заседании стран-участниц СЭВа была создана новая секция — Комиссия по использованию атомной энергии в мирных целях.

В наше время, когда происходит стремительное развитие науки и техники, вполне очевидна необходимость сотрудничества и кооперации в решении стоящих перед социалистическими странами общих задач. Особенно же необходима координация деятельности в такой сложной области науки и техники, как атомная. Этим и объясняется организация атомной комиссии СЭВа.

На первом учредительном собрании комиссии была принята программа работ на первый год. Эта программа включала прежде всего координацию деятельности стран-участниц в области производства радиоактивных изотопов; производства радиоизотопной аппаратуры, а также приборов для физических исследований; разработку защитной техники, используемой в работе с радиоактивными излучениями, а также координацию по вопросам стандартизации при производстве физической аппаратуры.

На атомных реакторах стран социалистического содружества помимо проведения физических исследований стали изготавливаться радиоактивные изотопы, а в построенных «горячих» камерах и радиохимических лабораториях приготавливаться различные химические соединения с «мечеными» атомами.

Вполне естественно встал вопрос о необходимости распределения этой работы между странами так, чтобы наиболее разумно использовать и оборудование, и специалистов. При такой организации производства и взаимном обмене продукция производится большими партиями, а следовательно, получается более дешевой.

В этом направлении и осуществляет свою деятельность Комиссия СЭВ по использованию атомной энергии в мирных целях. Комиссия, кроме того, проводит координацию планов научно-исследовательских работ различных стран, а также их совместных исследований и изысканий.

Сотрудничество с развивающимися странами. Начало сотрудничеству СССР с развивающимися странами в области мирного использования атомной энергии было положено подписанием в 1956 г. двустороннего соглашения с Объединенной Арабской Республикой. В нем предусматривалось сотрудничество в научных исследованиях по физике атомного ядра и практическом использовании атомной энергии в различных областях промышленности, сельского хозяйства и медицины.

Согласно этому соглашению, Советский Союз оказал ОАР техническую помощь в строительстве лаборатории ядерной физики. Смонтирован и введен

в действие электростатический генератор на энергию 2,5 млн. эв, поставлено различное современное оборудование. При помощи Советского Союза в ОАР вблизи Каира в Иншасе создан атомный научно-исследовательский центр с современным реактором типа ВВР тепловой мощностью 2000 *квт*. Для помощи в проведении монтажных и пуско-наладочных работ в лаборатории ядерной физики и по реактору в ОАР выезжало 40 советских специалистов.

В 1961 г. как лаборатория, так и реактор были введены в действие. Весь обслуживающий и научный персонал этого крупного научного центра был подготовлен в Советском Союзе. С этого момента начались регулярные совместные работы советских и арабских ученых.

Только за один 1965 г. в Каирском атомном центре было выполнено более 20 научных работ, результаты которых опубликованы в советской печати, в ОАР и некоторых западных странах. Советские специалисты прочитали в Иншасе свыше 400 лекций и провели более 20 семинаров.

Учитывая положительные результаты совместных работ, Атомная комиссия ОАР поставила вопрос о значительном расширении тематики совместных работ, включении в план исследований по теплофизике, физике плазмы, а также об увеличении объема исследований по использованию радиоактивных изотопов. Было вынесено решение, и сейчас на его основе ведутся переговоры о строительстве новых лабораторий для работ с радиоактивными материалами — горячих лабораторий — радиохимической, металлургической и металловедческой.

В 1959—61 гг. Советский Союз заключил двусторонние соглашения с Ганой, Ираком и Индонезией по оказанию помощи республикам в строительстве атомных реакторов, радиохимических лабораторий и комплекса вспомогательных сооружений (включая станции по захоронению радиоактивных отходов), энергоподстанций, установок для кондиционирования воздуха и многих других.

В Индонезии построена учебная подкритическая сборка при Университете Гаджа Мада в Джокьякарте и сооружается атомный реактор ИРТ-2000 в атомном центре «Серпонг».

Строительство атомного центра в Ираке заканчивается и полностью будет завершено в 1967 г., когда вместе с атомным реактором начнет действовать и радиохимическая лаборатория. Все необходимые для работы в атомном центре Ирака специалисты также прошли практику в лабораториях Советского Союза.

В октябре 1961 г. было подписано соглашение о сотрудничестве между Советским Союзом и Индией.

Специалистов Индии особенно интересует проблема использования в ядерной энергетике тория. В свое время они разработали трехстадийную схему развития работ по использованию атомной энергии. По этой схеме на первой стадии предлагается строительство атомных реакторов на естественном уране и тяжелой воде, на второй стадии — использование в реакторах плутония и создание реакторов на быстрых нейтронах с загрузкой в реакторы тория и преобразованием его в уран-233 и на третьей стадии — строительство реакторов с ураном-233.

Этим и объясняется, что в соглашении, подписанном Советским Союзом и Индией, значительное место уделено именно реакторам на быстрых нейтронах и использованию тория. В соответствии с соглашением Советский Союз передал Индии полную техническую документацию по реактору на быстрых нейтронах электрической мощностью 50 тыс. *квт*. В Индии к 1971 г. планируется создание не менее семи атомных электростанций.

Кроме того, Советский Союз согласился в случае просьбы со стороны правительства Индии оказать техническое содействие в добыче урановой руды путем командирования специалистов и поставки необходимых для разведки и добычи урана механизмов, оборудования и приборов.

Предусмотрено также сотрудничество в исследованиях по основным проблемам ядерной энергетики, взаимный обмен научно-технической информацией, обмен визитами специалистов и подготовка в СССР индийских специалистов. Такие взаимные визиты ученых уже неоднократно имели место.

В 1963 г. было заключено соглашение о сотрудничестве в области мирного использования атомной энергии между Советским Союзом и Афганистаном. Им предусмотрено оказание Афганистану технического содействия в строительстве подкритической сборки, в организации физической лаборатории, а также в подготовке афганских специалистов.

Это соглашение положило начало в Афганистане работам по мирному использованию атомной энергии, а поставка Советским Союзом физического оборудования для университета в Кабуле создала благоприятные условия для подготовки кадров из числа афганской молодежи.

Сотрудничество с индустриально развитыми странами. Первым из серии соглашений о сотрудничестве в области мирного использования атомной энергии с индустриально развитыми странами является соглашение, заключенное в 1959 г. между атомными организациями СССР и США.

В конце сентября 1959 г. в результате переговоров с представителями Комиссии по атомной энергии США был обусловлен обмен делегациями для взаимного ознакомления с работами, проводимыми в США и СССР по мирному использованию атомной энергии.

В октябре 1959 г. делегация из видных американских ученых и инженеров посетила Советский Союз. За одиннадцать дней пребывания в нашей стране американские специалисты могли воочию убедиться в том, что советская атомная наука и техника стоят на высоком уровне, оценить вклад СССР в общее дело овладения человечеством атомной энергией, а также увидеть собственными глазами грандиозную картину советского мирного строительства. Американские ученые и инженеры посетили крупнейшие советские научно-исследовательские институты, строящиеся атомные электростанции, только что спущенный на воду атомный ледокол «Ленин» и совершили на нем плавание по Балтийскому морю. Специалисты США побывали также и на одном из советских урановых рудников.

При ответном визите советских специалистов, который был нанесен в том же году в конце октября, программой был предусмотрен осмотр наиболее крупных лабораторий и институтов США, ознакомление с атомными электростанциями, посещение строящегося в то время атомного товаро-пассажирского судна «Саванна» и посещение урановых рудников и заводов, перерабатывающих урановую руду.

Эти визиты не могли не оставить глубокого впечатления и признания того бесспорного факта, что сотрудничество двух стран, наиболее продвинувшихся в области использования атомной энергии, будет содействовать общему прогрессу в практическом использовании ядерных процессов и ускорит развитие науки и техники в этой важнейшей для всего человечества области.

Во время этих визитов выявилось взаимное желание к установлению научных контактов и сотрудничеству. «Мы должны приложить все усилия, чтобы объединиться в нашем стремлении к сотрудничеству для блага всего мира», — было сказано директором Аргоннской национальной лаборатории профессором Н. Хилберри в его заключительных словах приветствия советским ученым, которое было напечатано на русском языке.

Сотрудничество — это веление времени. К такому заключению пришли и советские и американские ученые.

В ноябре 1959 г. в Вашингтоне был подписан меморандум о сотрудничестве между США и Советским Союзом.

В 1963 г. меморандум был продлен на 1964 и 1965 гг. В основном это сотрудничество сводится к взаимным визитам специалистов, обмену научной

информацией, проведению совместных конференций и обсуждению работ по отдельным научным проблемам.

Соглашение о сотрудничестве атомных организаций Англии и Советского Союза было подписано в мае 1961 г. Текст соглашения начинается так: «Принимая во внимание технические обсуждения и визиты на установки, которыми взаимно обменялись к настоящему времени сотрудники этих организаций, занимающихся исследованиями и разработками в области мирного использования атомной энергии, стремясь к продолжению и развитию таких обменов, желая также способствовать обмену в других формах несекретной информацией по мирному использованию атомной энергии, стороны пришли к соглашению о нижеследующем...».

Соглашение содержит всего шесть статей, но они охватывают важные разделы науки и техники, связанные с мирным использованием атомной энергии. Предусмотрены организации совместных конференций и взаимные посещения учеными атомных объектов, обмен несекретными научно-техническими материалами, рассмотрение вопросов по оказанию содействия в получении новых приборов и оборудования, необходимых для развития использования атомной энергии в мирных целях, а также радиоактивных изотопов и аппаратуры, применяемых в медицине, биологических исследованиях и промышленности. Позже это соглашение было пролонгировано еще на пять лет, а в 1966 г. это соглашение было продлено на последующие 5 лет — до 1971 г.

Советские и английские физики связаны нитями дружбы и научных интересов уже на протяжении многих десятилетий. Немало крупных советских ученых-атомников получили образование в Кембридже и других физических центрах Англии.

Таким образом, заключение соглашения придало научным связям официальную форму и открыло дальнейшие пути к сотрудничеству ученых СССР и Англии.

Соглашение о сотрудничестве с Францией было заключено в 1960 г. Вместе с тем следует напомнить, что сотрудничество французских и русских ученых в области исследования атома началось еще до появления первых работ по радиоактивности. Некоторые из известных ученых нашей страны начали свои первые исследования в лаборатории Марии Склодовской-Кюри в Париже, а ныне продолжают их в научно-исследовательских институтах Советского Союза.

Этим соглашением, в отличие от соглашений с США и Англией, предусматривалось не только кратковременное посещение научных учреждений, но и взаимное участие советских и французских специалистов в научно-исследовательских работах, проводимых в лабораториях и институтах Франции и СССР. Ученые Советского Союза могут работать во французских исследовательских центрах в Фонтене-о-Роз, Гренобле и Орсе, а ученые и специалисты Франции могут работать в Институте теоретической и экспериментальной физики, Институте атомной энергии им. И. В. Курчатова, Институте физики высоких энергий и др.

Соглашением предусмотрен обмен научной информацией: печатными изданиями трудов, отчетами о проведенных исследованиях, а также проведение научных семинаров и обмен образцами новых физических приборов на взаимовыгодных условиях.

В мае 1966 г. это соглашение было пролонгировано еще на два года и база для сотрудничества расширена, а в октябре 1966 г. заключено третье соглашение о проведении совместных научно-исследовательских работ в области физики высоких энергий на самом мощном в мире ускорителе на 70 Гэв, сооруженном в Советском Союзе под Серпуховом.

В соглашении говорится, что, «принимая во внимание работы, проводимые обеими сторонами в области фундаментальных исследований и, в частности,

в области физики высоких энергий, а также принимая во внимание взаимодополняющий характер проводимых работ и общую заинтересованность обеих сторон в координации своих усилий в указанных областях», стороны пришли к соглашению «о проведении совместных исследований на ускорителе протонов с энергией 70 Гэв в Серпухове с использованием французской пузырьковой жидководородной камеры с полезным объемом 6000 л».

Была создана комиссия по научным вопросам, на которую возложено руководство и координирование работы с целью осуществления совместной программы. В состав комиссии входит равное число членов от обеих сторон. Комиссия ежегодно избирает председателя, причем один год председателем является представитель Франции, а второй — Советского Союза.

Заключением этого соглашения сделан важный шаг к дальнейшему, еще более тесному сотрудничеству ученых Франции и Советского Союза, что безусловно окажет благотворное влияние на развитие фундаментальных исследований в одной из важнейших областей современной физики и экспериментальной техники.

В 1964 г. было подписано соглашение о сотрудничестве с канадской государственной организацией «Атомик энерджи оф Канада лимитед», а в 1965 г. — с Национальным комитетом по ядерной энергии Итальянской Республики, Реакторным центром Нидерландов и Комиссариатом по атомной энергии Бельгии.

Во всех этих соглашениях признается важность обмена мнениями по вопросам изучения и увеличения использования атомной энергии в мирных целях и желательность расширения научно-технических контактов и сотрудничества.

УЧАСТИЕ СОВЕТСКИХ УЧЕНЫХ В МЕЖДУНАРОДНЫХ КОНФЕРЕНЦИЯХ

Предпринимая огромные усилия для того чтобы поставить энергию атома на службу человеку, советские ученые не замыкаются в национальных рамках — они являются активными участниками всех международных конференций и совещаний по использованию ядерной энергии в мирных целях.

Много научных международных конференций для обмена опытом с учеными других стран в области ядерной физики, атомной энергетики, использования радиоактивных изотопов и ядерных излучений было проведено в Советском Союзе. Научные атомные центры СССР посетили выдающиеся деятели науки и техники многих зарубежных стран. Например, на Первой в мире атомной электростанции в г. Обнинске побывали тысячи иностранцев из многих стран мира.

Важнейшей международной встречей ученых, занятых проблемами мирного атома, безусловно является Первая международная конференция по мирному использованию атомной энергии, созданная по решению VIII Сессии Генеральной Ассамблеи ООН в августе 1955 г. в Женеве.

8 августа 1955 г. войдет в историю как знаменательная дата. В этот день ученые из 78 стран собрались вместе, чтобы обсудить, как крупнейшее достижение человеческого разума — атомную энергию — поставить на службу людям.

Сложившаяся обстановка взаимного недоверия вызывала опасения за успех конференции, тем более, что атомная энергия ассоциируется в умах большинства людей с атомными и водородными бомбами, а отнюдь не с мирной деятельностью.

Открывая конференцию, президент Швейцарии М. Петипьер напомнил, что новая энергия была представлена миру взрывами атомных бомб как оружие страшного разрушения. Таким образом, новый источник огромной энергии породил не радость надежды, а чувство страха и разочарования. Конференция должна показать, что атомная энергия может быть источником благоденствия

и изобилия, позволит поднять жизненный уровень народов, ликвидировать голод, нищету, болезни.

На конференцию было представлено свыше 1000 докладов, посвященных основным проблемам, возникшим в связи с появлением нового источника энергии. Были рассмотрены доклады о потребности в энергии отдельных стран и той роли, которую атомная энергия будет играть в течение ближайших 50 лет; о типах ядерных реакторов для атомных электростанций; о проблемах здравоохранения, связанных с работой атомных предприятий; о задачах химии и металлургии, поставленных новой энергетикой перед ними; об использовании продуктов ядерных процессов — радиоактивных изотопов.

Значительное количество докладов на конференцию было представлено советскими учеными — 102 доклада. Особый интерес вызвал доклад профессора Д. И. Блохинцева о первой в мире атомной электростанции, пущенной в СССР 27 июня 1954 г. За год с небольшим работы станцией было выработано более 15 млн. *квт-ч* энергии. На основе опыта ее эксплуатации сделаны многие важные выводы. Прежде всего показано, что атомная энергетика не миф, а реальность, что можно создать надежную, стабильно работающую систему, безопасную как для обслуживающего персонала, так и для окружающего населения. Кроме того, установлено, что при строительстве более крупных станций стоимость единицы энергии значительно снизится и будет сравнима со стоимостью энергии тепловых электростанций.

Доклад Д. И. Блохинцева задал деловой тон всей конференции и произвел очень хорошее впечатление на всех участников. Недаром один из иностранных ученых, директор Физического института, сказал: «Вас, русских, можно поздравить со второй победой. Первую вы одержали над Гитлером и вторую здесь — на фронте науки. Мы думали, что, находясь в изоляции от мировой науки, вы сильно отстаете, а оказалось, что вы ушли очень далеко вперед».

Большое внимание участников конференции привлекли доклады и других советских физиков, в особенности доклады о новых типах атомных реакторов, о технике проведения очень точных физических измерений нейтронного спектра, а также о работах по использованию радиоактивных излучений и изотопов.

С большим интересом на конференции была выслушана лекция ныне покойного академика В. И. Векслера, который рассказал о работах советских ученых по созданию мощных ускорителей частиц. Сообщение о том, что в СССР заканчивается сооружение самого мощного тогда в мире ускорителя на энергию 10 млрд. эв, вызвало большое возбуждение среди иностранных ученых.

В результате обсуждения докладов и обмена мнениями выяснилось, что по новым идеям, разработкам проектов использования атомной энергии, экспериментальным установкам советская наука занимает высокое положение. Французская газета «Монд» писала, что «конференция принадлежит русским» и что «они определяют ее характер».

Одним из единодушных пожеланий ученых на конференции было пожелание дальнейшего улучшения международной атмосферы и расширения и укрепления связей ученых разных стран, работающих над одними и теми же научными проблемами. Таким образом, идеи Советского Союза о возможности и целесообразности сотрудничества получили признание международного форума ученых.

Советская делегация на Вторую международную конференцию по мирному использованию атомной энергии, состоявшуюся также в Женеве в сентябре 1958 г., выезжала в составе крупнейших ученых и выдающихся инженеров, работающих над многочисленными проблемами энергии атома. В делегацию входило 44 академика и члена-корреспондента, 33 профессора и доктора наук. Уже одно это говорит о том, какое значение придавалось в нашей стране этой конференции.



Рис. 2. Участники XVI Пагуошской конференции в Сопоте (ПНР) в октябре 1966 г.

Советский Союз представил на конференцию свыше 200 докладов, которые охватывали все разделы науки, имевшие отношение к использованию атомной энергии в мирных целях.

Если на Первой женеvской конференции Советский Союз был единственной страной, сообщившей о сооружении и работе Первой в мире атомной электростанции, то на Вторую конференцию только он представил доклад об использовании атомной энергии в качестве двигательной силы на ледоколе «Ленин».

Советскими учеными было зачитано также много других докладов, посвященных наиболее важным вопросам современной атомной науки и техники. Из них следует особо остановиться на докладах по проблеме управляемых термоядерных реакций синтеза. Как писала «Нью-Йорк таймс», на Второй женеvской конференции США собирались взять у Советского Союза реванш за искусственные спутники Земли. Для этого во многих лабораториях США по решению государственного департамента были демонтированы установки, на которых проводились исследования по управляемым термоядерным процессам. Их привезли в Женеву и смонтировали в помещениях выставки. Эти экспонаты должны были продемонстрировать успехи США в деле освоения атомной энергии.

Английский журнал «Экономист» по этому поводу писал : «... ни англичане, ни русские не были столь хвастливы». И далее: «Русские поступили очень

хорошо. Вместо того, чтобы тащить аппаратуру в Женеву, прекратив исследования дома, они аппаратуру оставили у себя, а показ принципов работы осуществили на моделях и схемах». Действия американских властей вызвали раздражение ученых собственной страны и иронические замечания многих участников конференции. Реванш за спутники взять не удалось.

В 1964 г., после длительных проволочек и колебаний, была наконец созвана Третья женевская конференция. В США и некоторых других индустриально развитых западных странах существовало мнение, что эту конференцию вообще не следует проводить, однако Советский Союз, стремясь развивать научные связи и контакты, всегда без всяких колебаний поддерживал созыв всех конференций. При организации конференции было решено значительно ограничить количество представляемых докладов — общее их число не должно было превышать 750. Вдвое были сокращены и средства, выделенные на проведение конференции.

На Третью конференцию Советский Союз представил работы, имеющие не только научное значение, но и содержащие результаты промышленного использования атомной энергии. К этому времени на территории СССР находились в действии четыре атомных электростанции. На выставке нами были продемонстрированы не только схемы и макеты действующих атомных электростанций, но и основные, наиболее важные детали их устройства.

Особенное внимание ученых — участников конференции — привлекла новая энергетическая советская атомная установка «Ромашка» для прямого преобразования ядерной энергии в электроэнергию. «Ромашка» была не только единственной в мире установкой такого рода, но и действующим агрегатом, проработавшим в течение длительного времени.

После Первой международной конференции советские ученые стали получать приглашения на многие другие совещания, созываемые в различных странах мира по проблемам мирного использования атомной энергии, ядерной физики, радиохимии и физики высоких энергий. Из них особого внимания заслуживают ежегодно устраиваемые конференции по физике высоких энергий, долгое время известные как Рочестерские конференции. Ранее эти конференции проходили в США в г. Рочестере, в последние годы, по предложению советских ученых, созыв этих конференций чередуется — один год они проходят в США, второй — в Женеве и третий — в Советском Союзе.

С каждым годом количество научных конференций, созываемых в нашей стране, значительно возрастает, а советские ученые стали постоянными активными участниками практически всех наиболее важных международных конференций и совещаний.

УЧАСТИЕ СССР В МЕЖДУНАРОДНЫХ ОРГАНИЗАЦИЯХ ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ

Советский Союз всегда выступал за создание международной организации по использованию атомной энергии в мирных целях, поэтому, когда в октябре 1957 г. Международное агентство по атомной энергии начало свою практическую деятельность, представители Советского Союза приняли активное участие в его работе.

С самого начала один из постов заместителя генерального директора агентства занимают советские ученые, а большинство из направленных нами для работы в организацию сотрудников являются крупными специалистами. В то же время США направляли для работы в этой организации главным образом администраторов, что резко бросалось в глаза, вызывая не только недоумение, но и уверенность, что со стороны США нет заинтересованности в сотрудничестве и они рассматривают МАГАТЭ не как научно-технический орган, созданный для содействия делу мирного использования атомной энергии, а как органи-

зацию по контролю за работами, ведущимися в других странах. Это на протяжении ряда лет подчеркивалось при обсуждении деятельности организации как представителями Советского Союза, так и представителями других стран.

Советский Союз считает, что основной научно-технической целью МАГАТЭ должно являться содействие делу мирного использования атомной энергии. Еще в период разработки предварительной программы работы Международного агентства Советским Союзом для оказания помощи в составлении такой программы был направлен на длительное время крупный советский специалист профессор А. П. Зефирин. Тогда же Советским Союзом были внесены предложения по составлению долгосрочной программы деятельности агентства, рассчитанной на пяти—десятилетний период. После длительных дискуссий решение о составлении такой программы работ все же было принято. Для ее разработки Советским Союзом было выделено пять высококвалифицированных экспертов.

В своих предложениях советские представители исходили из того, что МАГАТЭ должно содействовать тому, чтобы государства — члены агентства — могли проводить совместные исследовательские работы, представляющие интерес для всех стран — членов организации.

Советский Союз регулярно оказывал и оказывает помощь развивающимся странам в подготовке национальных кадров консультациями, выделением специального оборудования и различными другими путями, вытекающими из устава организации. Однако помощь агентства расплывалась между многими странами и отдельными организациями, желающими через агентство полу-

Рис. 3. Ученые — участники Генеральной конференции МАГАТЭ в сентябре 1963 г. докладывают о работах в области мирного использования энергии атома.





Рис. 4. Подписание соглашений о снабжении МАГАТЭ делящимися материалами между МАГАТЭ и правительствами СССР, Великобритании и США в Хофбурге, Вена.

чить ту или иную форму помощи, и не могла оказать существенного влияния на развитие работ по использованию атомной энергии в этих странах.

Советский Союз вместе со странами социалистического содружества являющимися членами МАГАТЭ, признавая желательным, чтобы в дальнейшем основные усилия агентства были больше направлены на создание в развивающихся странах целевых объектов, таких, как лечебные центры и физические лаборатории, и на подготовку национальных кадров, внес в 1961 г. на Генеральной конференции агентства соответствующий проект резолюции по программе оказания технической помощи развивающимся странам.

Этой программой предполагалось создание в развивающихся странах шести лечебных центров (радиологических лабораторий и радиологических отделений при больницах), использующих радиоактивные изотопы и излучения для диагностики и лечения злокачественных опухолей, заболеваний щитовидной железы, крови, кожи и других органов; оборудование при высших учебных заведениях и научных центрах развивающихся стран шести физических лабораторий приборами и аппаратурой, а также подкритическими сборками; предоставление развивающимся странам трехсот бесплатных сти-

пендий для обучения и стажировки специалистов в высших учебных заведениях и атомных исследовательских центрах других стран.

В совместном заявлении делегаций СССР, УССР, БССР, ЧССР, ПНР, ВНР и НРБ говорилось, что эти государства готовы взять на себя реализацию одной трети всех мероприятий, предусмотренных представленной программой.

На Генеральной конференции социалистические страны обратились с призывом ко всем государствам — членам организации — принять участие в осуществлении этой программы технической помощи. Однако программа, встретив полное одобрение со стороны развивающихся стран, не была поддержана западными странами, так как не представляла интереса для США и ее союзников. Это еще раз продемонстрировало намерения США и ее союзников сдерживать намечающееся сотрудничество входящих в агентство стран.

Советский Союз ратифицировал Устав организации и поддержал те положения о гарантиях и контроле, которые в нем записаны.

В 1964 г., после длительной работы и пересмотра временно действовавших правил контроля, на Генеральной конференции в Токио была принята новая контрольная система, позволяющая развивать работы по оказанию помощи через МАГАТЭ в области мирного использования атомной энергии. В разработке этой системы принимали участие, наряду с другими, и специалисты Советского Союза.

УЧАСТИЕ СССР В НАУЧНОМ КОМИТЕТЕ ООН ПО ДЕЙСТВИЮ АТОМНОЙ РАДИАЦИИ

В связи с испытаниями ядерного оружия мировая общественность стала проявлять большую тревогу. Все громче звучали голоса представителей многих стран, требующих прекращения этих испытаний.

В 1955 г. в повестку дня X Сессии Генеральной Ассамблеи ООН был включен вопрос «О координации информации, относящейся к влиянию атомной радиации на здоровье и безопасность людей» и было внесено предложение о создании при ООН комитета по данному вопросу.

Инициативу взяли на себя США, считая, что это, с одной стороны, поможет убедить общественность в том, что США интересуются вопросами влияния атомной радиации, а с другой — поможет им показать безопасность и безвредность испытаний ядерного оружия. В объяснительной записке США (от 4 августа 1955 г.), направленной в ООН в связи с просьбой о включении вопроса об атомной радиации в повестку дня сессии, утверждалось, что «имеющиеся в распоряжении правительства Соединенных Штатов научные данные указывают на то, что при соблюдении соответствующих мер предосторожности испытания ядерного оружия не представляют угрозы для здоровья человека».

Наряду с этим, Индия предложила включить в повестку дня сессии вопрос «Распространение сведений о действии атомной радиации и действии экспериментальных взрывов термоядерных бомб». США блокировали рассмотрение вопроса, предложенного Индией, стремясь, вопреки логике, оторвать вопрос о наиболее крупном и опасном источнике радиации, каким являются испытания ядерного оружия, от вопроса о влиянии радиации вообще. Тем не менее было решено рассмотреть оба предложения вместе как один общий вопрос «О действии атомной радиации». В результате его обсуждения на сессии был создан Научный комитет, в состав которого вошло пятнадцать стран, в том числе из стран социалистического содружества в состав Комитета вошли Советский Союз и Чехословакия.

Под давлением западных стран в резолюцию Ассамблеи было включено положение о том, что Комитет собирает и изучает радиологические сведения, представляемые государствами — членами ООН или членами специализированных учреждений.

Советское предложение о возложении на Комитет задачи сбора, составления и оценки докладов в целях определения методов защиты от радиации и лечения болезней, вызываемых радиацией, не было принято. Особенно энергично США выступали против предложения СССР о том, чтобы представленный на обсуждение проект резолюции содержал меры устранения главного источника радиоактивных излучений — испытаний ядерного оружия. В предложении подчеркивалась также необходимость определить отношение Ассамблеи к выдвинутому во многих странах требованию о прекращении испытаний ядерного оружия. Но и этот пункт также был отклонен.

В результате работы Научного комитета ООН по действию атомной радиации на XIII Сессию Генеральной Ассамблеи им был вынесен доклад, выводы которого в корне противоречили утверждению США о том, что «при соблюдении соответствующих мер предосторожности испытания ядерного оружия не представляют угрозы для здоровья человека».

В ходе подготовки доклада советская делегация, возглавляемая ныне покойным профессором А. В. Лебединским, опираясь на данные советской науки, сумела добиться того, что в доклад был внесен ряд принципиально важных положений, которые являются вескими аргументами в пользу запрещения испытаний ядерного оружия. В частности, в докладе было записано: «Научная информация, полученная Комитетом, заставляет считать, что генетические эффекты радиации должны рассматриваться как непороговые реакции. Это означает, что любое увеличение радиационного воздействия на организм человека приведет к увеличению числа наследственных заболеваний. Злокачественные новообразования, а также лейкозы, согласно одной из существующих в науке точек зрения, представляют собой заболевания, число которых может возрасти по мере повышения уровня радиации. Эти данные, а также весьма малая вероятность того, что человеческий организм может приспособиться к условиям увеличенной радиации окружающей среды, заставляют считать нежелательным для человечества любое увеличение дозы облучения сверх природного уровня радиации. Поэтому следует добиваться улучшения физических основ и техники медицинского использования радиации путем уточнения показаний к ее применению и устранению неблагоприятного побочного действия. Необходимо также развивать исследования в области совершенствования защиты и техники безопасности в атомной энергетике, а также в науке и технике на основе широкого международного сотрудничества ученых. Физические и биологические данные, содержащиеся в докладе, свидетельствуют о том, что следует добиваться устранения нерегулируемого источника радиации, т. е. прекращения испытательных ядерных и термоядерных взрывов, и позволяют Комитету сделать вывод о том, что необходимо немедленно прекратить экспериментальные взрывы ядерного оружия».

Деятельность советских представителей в Комитете и их совместные усилия с представителями Чехословакии, а также поддержка предложений со стороны представителей развивающихся стран подготовили необходимую почву и содействовали подписанию в 1963 г. соглашения о прекращении ядерных испытаний в трех средах, под которым поставили свои подписи свыше ста стран.

ОРГАНИЗАЦИЯ ИНФОРМАЦИИ ПО ВОПРОСАМ МИРНОГО ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ

Значительное внимание в Советском Союзе уделяется делу информации и пропаганды в области мирного использования атомной энергии.

За последние 10 лет получило значительное развитие издательское дело — увеличился выпуск различных журналов, книг, справочников, монографий,

учебников и учебных пособий. В 1956 г. в СССР стал выходить научно-технический журнал «Атомная энергия», в котором печатается обширная информация по различным вопросам атомной науки и техники, а также по смежным областям науки. Этот журнал имеет подписчиков в десятках стран и переводится и издается за границей на нескольких языках.

В 1957 г. в СССР создано издательство литературы по атомной науке и технике — Атомиздат, которое выпускает монографии, учебники, брошюры, справочники и т. д.

Большим успехом пользуются передвижные выставки «Атом для мира». Эти выставки ежегодно с экспонатами ядерной науки и техники направляются из Москвы в различные страны мира. Они побывали более чем в сорока странах и их посетило свыше 20 миллионов человек.

Для популяризации мирного использования атомной энергии внутри страны передвижные выставки направлялись в различные города Советского Союза, а на Выставке достижений народного хозяйства был организован особый павильон «Атомная энергия», где демонстрируются достижения СССР в этой области.

Прошло немногим более четверти века с тех пор, как впервые было расщеплено ядро урана и немногим более одиннадцати лет со времени пуска Первой атомной электростанции. В истории человечества это очень небольшие отрезки времени, при современных же темпах развития науки и техники — значительные сроки.

За это время получили большое развитие все основные направления работ по мирному использованию атомной энергии. Они открыли грандиозные перспективы и вместе с тем показали всю сложность многих ждущих своего решения задач, что требует сотрудничества, объединения сил ученых. Сотрудничество должно и будет развиваться, иначе и не может быть. Но для этого необходимо устранить основные помехи, мешающие его плодотворному развитию. Прежде всего необходимо установить прочный мир и ликвидировать угрозу войны.

Развитие работ по мирному использованию атомной энергии, сотрудничество в этом деле с другими странами будет укреплять позиции мира, содействовать делу мира.

Содержание

ВВЕДЕНИЕ	7
ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ. АТОМНАЯ ЭНЕРГЕТИКА	17
Первый советский ядерный реактор. <i>И. С. Панасюк</i>	18
Исследовательские реакторы. <i>В. В. Гончаров</i>	44
Физические исследования ядерных реакторов. <i>С. М. Фейнберг, Б. С. Поздняков, Е. А. Коптелов</i>	78
Атомные электростанции. <i>Б. Б. Батуров, Ю. И. Корякин</i>	91
Атомный ледокол «ЛЕНИН». <i>Н. М. Мордвинов, Б. Г. Пологих, А. К. Следзюк, Н. С. Хлопкин</i>	124
ФУНДАМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ	135
Ускорители заряженных частиц. <i>А. А. Коломенский, Е. Г. Комар, С. М. Рубчинский</i>	136
Физика высоких энергий. <i>А. М. Балдин, В. П. Джелепов, В. П. Зрелов, Л. И. Липидус, Л. Б. Окунь, М. К. Поливанов, Е. Л. Фейнберг, И. В. Чувило, В. М. Шефтер</i>	151
Протонный синхротрон на энергию 70 миллиардов электронвольт. <i>Ю. Адо, Э. Мяз</i>	181
Ускоритель тяжелых ионов. <i>Г. Н. Вялов</i>	185
Методы синтеза и свойства трансурановых элементов. <i>Г. Н. Флеров, В. А. Друин</i>	192
Исследования по управляемым термоядерным реакциям в СССР. <i>И. Н. Головин, Б. Б. Кадомцев, В. Т. Толок</i>	204
ТЕХНОЛОГИЯ ЯДЕРНОГО ГОРЮЧЕГО	221
Технология переработки урановых руд. <i>Г. А. Ковда, Б. Н. Ласкорин, Б. В. Невский</i>	222
Атомное материаловедение. <i>Н. П. Агапова, А. А. Бочвар, А. С. Займовский, С. Т. Конобеевский, В. И. Кутайцев</i>	240
Радиохимия. <i>В. М. Вдовенко, З. В. Ершова, Б. С. Колычев, В. В. Фомин</i>	258
ЯДЕРНЫЕ ИЗЛУЧЕНИЯ В НАУКЕ И НАРОДНОМ ХОЗЯЙСТВЕ	275
Ядерное приборостроение. <i>В. В. Матвеев, М. Н. Пчельников, Б. И. Хазанов</i>	276
Атомная энергия в биологии и медицине. <i>В. В. Бочкарев, Н. Г. Даренская, В. М. Козлов, А. Н. Марей, Р. В. Петров, В. Н. Правецкий, Е. Ф. Романцев, В. В. Седов, В. Г. Хрущев</i>	293
Использование ядерных излучений в сельском хозяйстве. <i>А. М. Кузин, Н. М. Березина</i>	318
Радиационная техника. <i>Г. И. Кирьянов, И. И. Крейндин, Н. И. Лецинский, С. В. Мамиконян, В. Б. Осипов, А. Г. Сулькин, Г. М. Фрадкин, А. С. Штань, В. А. Янушковский</i>	323
РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ	347
Радиационная безопасность. <i>А. И. Бурназян, В. М. Козлов, В. Д. Туровский, Р. И. Каратеева, А. И. Рыжов, Я. М. Ямбровский, Ю. А. Болотин, Б. В. Сергеев, А. С. Филатов</i>	348
МЕЖДУНАРОДНОЕ СОТРУДНИЧЕСТВО	371
Международное сотрудничество по мирному использованию атомной энергии. <i>В. С. Емельянов</i>	372

Советская атомная наука и техника

РЕДАКТОРЫ

З. Д. Андреевко,
Р. А. Зеленко
О. М. Малявина,
Е. И. Панасенкова

ХУДОЖЕСТВЕННЫЕ РЕДАКТОРЫ

А. С. Александров,
А. Т. Кирьянов

ОФОРМЛЕНИЕ ХУДОЖНИКА

М. К. Шевцова

ТЕХНИЧЕСКИЕ РЕДАКТОРЫ

Е. И. Мазель,
Н. А. Власова

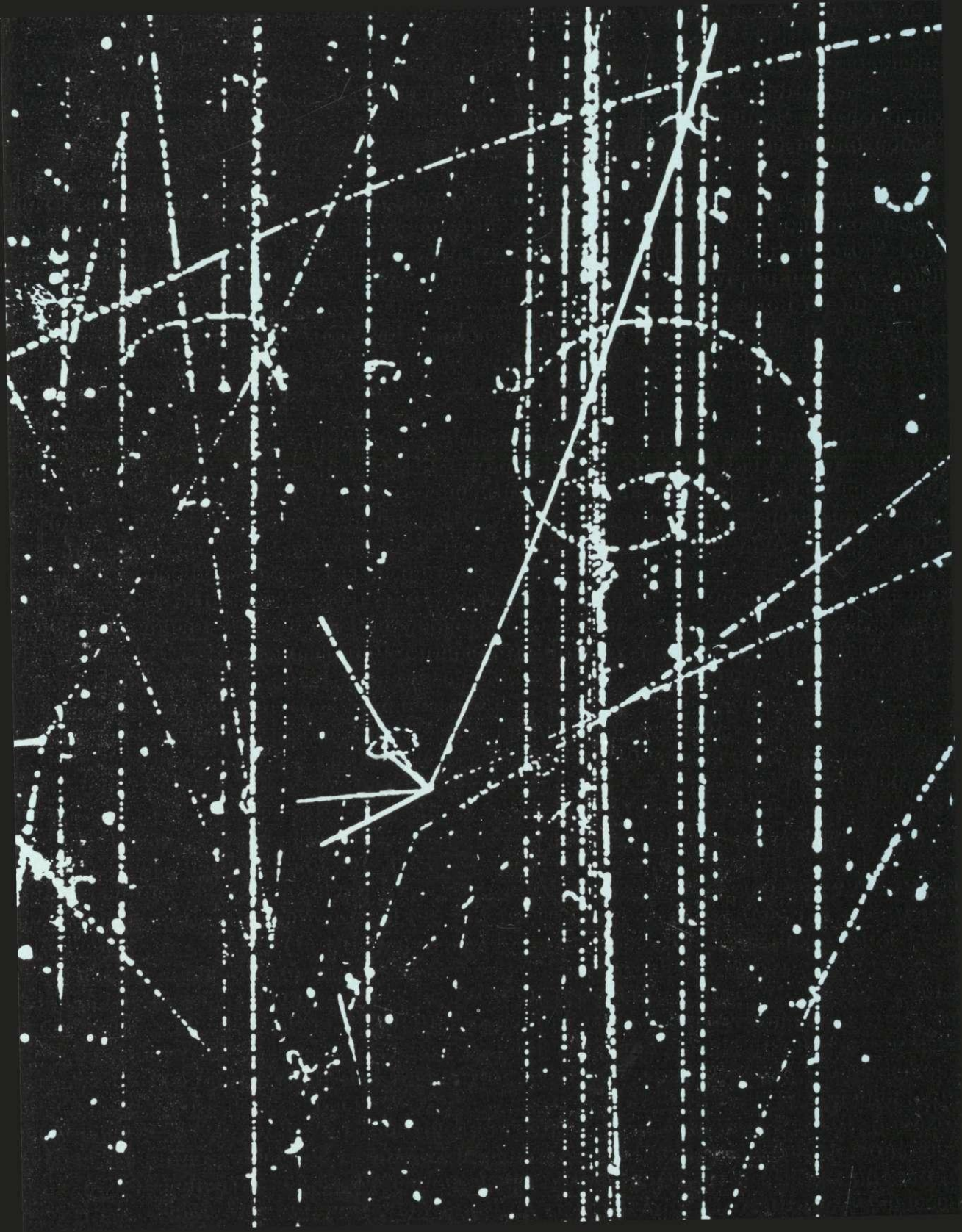
КОРРЕКТОРЫ

Н. Ф. Щукина
Н. А. Смирнова

Сдано в набор 28.II. 1967 г. Подписано в печать 26.VIII. 1967 г.
Бумага 84×108/16, мелованная. Усл. печ. л. 41,16.
Уч.-изд. л. 36,44 Т-08974 Тираж 5250 экз. Заказ. изд. 1851

Атомиздат, Москва, К-31, ул. Жданова, 5/7
Зак. тип. 885. Цена 5 р. 91 к.

Московская типография № 16 Главполиграфпрома Комитета по
печати при Совете Министров СССР, Москва, Трехпрудный пер., 9



Цена 5 р. 91 к.

АТОМИЗДАТ • 1967