

Атомная наука и техника СССР



**70-летию
Великой Октябрьской
социалистической революции
посвящается**

РЕДАКЦИОННАЯ КОЛЛЕГИЯ:

А.М. Петросьянц

(ответственный редактор)

В.А. Легасов

(заместитель ответственного редактора)

Н.М. Синев

(заместитель ответственного редактора)

А.А. Абагян

И.А. Архангельский

Н.С. Бабаев

А.А. Васильев

Е.И. Воробьев

О.Д. Казачковский

А.К. Круглов

Е.В. Куликов

А.С. Никифоров

С.П. Розанов

В.А. Сидоренко

Д.И. Скороваров

А.С. Штань

В.Н. Сельдешев (секретарь)

Атомная наука и техника СССР

Под общей редакцией
А. М. ПЕТРОСЬЯНЦА



МОСКВА ЭНЕРГОАТОМИЗДАТ 1987

Атомная наука и техника СССР/ Под общ. ред. А.М. Петросьянца. М. Энергоатомиздат, 1987. — 312 с.: ил.

В книге, посвященной 70-летию Великой Октябрьской социалистической революции, рассказано о развитии атомной науки и техники в СССР, ее достижениях, проблемах и роли в ускорении научно-технического прогресса. Отражен вклад атомной энергетики в реализацию "Энергетической программы СССР на длительную перспективу". Показано международное сотрудничество в этой области, особенно со странами — членами СЭВ.

Рассчитана на научных и инженерно-технических работников.

В работе над книгой принимали участие *А.В. Матвеева, О.С. Минаева, М.С. Одоевский, С.С. Родин.*

В книге использованы цветные слайды *В.И. Ободзинского.*

Книга "Атомная наука и техника СССР" выходит в год 70-летия Советской власти, советского государства.

Отмечая историческую дату семидесятилетия нашей Родины, все наши мысли мы обращаем к нашему вождю и учителю — В.И. Ленину.

Имя его неотрывно связано с днем рождения Советского государства, с временем великих, незабываемых дней Великой Октябрьской социалистической революции. Это только Ленин мог точно определить день свершения Великого Октября, день восстания, день революции. Это он говорил, что выступить, восстать против власти буржуазии мы должны только 25 октября 1917 года. Исходя из сложившейся политической обстановки он говорил: "Выступать 24 октября рано, а 26 октября будет поздно". Он был необыкновенным народным вождем, так его и назвал в своих воспоминаниях Джон Рид: "... необыкновенный народный вождь...".

Уже в первые дни Советского государства, дни тяжелых боев с белогвардейщиной, в тяжелое время полной разрухи, обнищания и разорения В.И. Ленин считал необходимым поставить перед Российской Академией Наук задачу включиться в обновление страны и сам лично, своей рукой сделал "наброски научно-технических проблем", которые легли в основу всех последующих работ Академии Наук.

Ленин говорил, что идейно, морально мы уже с первого дня образования Советской власти сильнее всех.

В наше время смотреть на действительность сквозь призму марксистско-ленинской науки — значит искать и находить наилучшие пути реализации коммунистических идеалов.

Семь десятилетий назад ленинская партия подняла над страной победоносное

знамя социалистической революции, борьбы за социализм, свободу и социальную справедливость.

Впервые в мировой истории человек труда, его интересы и нужды поставлены в центр политики государства.

Под руководством коммунистической партии советский народ построил социализм, одержал победу над фашизмом в Великой Отечественной войне, восстановил и укрепил народное хозяйство, превратил свою Родину в могущественную державу.

Январский и июньский (1987 г.) Пленумы ЦК КПСС являются дальнейшим развитием идей, заложенных в решениях XXVII съезда КПСС, по ускорению социально-экономического развития страны, совершенствованию управления экономикой.

Главный замысел такой стратегии, указывает М.С. Горбачев, в соединении достижений научно-технической революции с плановой экономикой и с приведением в действие всего потенциала социализма. Атомная наука и техника — непосредственный участник, катализатор и генератор идей научно-технической революции. Появление атомной энергии у нас связывают с ликвидацией монополии США на атомную бомбу. Это так, но также верно и то, что советские ученые сразу же начали вести, буквально параллельно с созданием атомной бомбы, работу по использованию атомной энергии в мирных целях. В СССР был создан первый в мире атомный ледокол, была введена в действие первая в мире атомная электростанция.

Советские ученые и инженеры в условиях перестройки, решительного поворота к науке и связанных с ней процессов глубокой демократизации активно участвуют в революционном преобразовании советского общества.

ОТЕЧЕСТВЕННАЯ НАУКА И ОВЛАДЕНИЕ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГИЕЙ

Академик АН АрмССР А.М. Петросьянц

Сразу после Великой Октябрьской социалистической революции Советское правительство призвало всех прогрессивно настроенных ученых, специалистов, инженеров включиться в созидательный труд на благо молодой Советской страны. В.И. Ленин придавал большое значение науке и ее роли в развитии производительных сил страны: "Перед союзом представителей науки, пролетариата и техники не устоит никакая темная сила..."

Уже 12 апреля 1918 г. Совет Народных Комиссаров поставил перед Академией наук "... неотложную задачу систематического разрешения проблем правильного распределения в стране промышленности и наиболее рационального использования ее хозяйственных сил".

"Набросок плана научно-технических работ", составленный В.И. Лениным, — это широкая программа деятельности Академии наук, ее научных учреждений, план научно-технического преобразования страны. Особое внимание обращалось "на электрификацию промышленности и транспорта и применение электричества к земледелию. Использование непервоклассных сортов топлива (торф, уголь худших сортов) для получения электрической энергии с наименьшими затратами на добычу и перевозку горючего".

Была создана сеть научных учреждений, лабораторий и организаций, в задачу которых входила разработка всех научно-технических проблем, необходимых для превращения России отсталой, крестьянской в Россию промышленную, в страну высокой культуры, науки и техники.

Как известно, В.И. Ленин в конце XIX и начале XX в. наряду с практической деятельностью вел большую теоретическую, научную работу, развивая и углубляя учение диалектического материализма.

В.И. Ленин развил учение диалектического материализма, углубил понятие о ма-

тери, определив ее как "объективную реальность, существующую вне человеческого сознания".

В борьбе против реакционной идеалистической философии, субъективного идеализма, агностицизма В.И. Ленин отстоял марксистский философский материализм и развил его.

Новейшие естественно-научные открытия конца XIX — начала XX в. разрушали старые метафизические представления о неизменности химических элементов, постоянстве массы, о невозможности превращения одних элементов в другие. Было установлено, что гелий образуется при распаде радия. Эти открытия отбрасывали старые принципы науки и открывали новые свойства материального мира. Некоторых ученых-физиков это привело к мысли о кризисе физики.

Работая над книгой "Материализм и эмпириокритицизм", В.И. Ленин изучает последние достижения физики; отмечает важнейшие революционные открытия в физике: рентгеновские лучи (1895 г.); радиоактивность урана; лучи Беккереля (1896 г.); открытие электрона (1897 г.), при изучении свойств которого была обнаружена изменчивость его массы в зависимости от скорости; элемент радий (1898 г.) и т.д.

Представители всех немарксистских философских течений того времени: позитивисты, махисты, идеалисты и другие — восприняли эти новые факты физических явлений как крах материалистической концепции, как "измену физики материализму". Ряд русских и зарубежных философов под влиянием немарксистских философских течений принялись вносить поправки в самую основу материалистической диалектики, что еще больше усилило неразбериху и путаницу, вызванную крутой ломкой старых, ранее установившихся понятий.

В.И. Ленин, развивая учение диалектического материализма, подверг глубокому марксистскому анализу новые принципы физики, пришедшие на смену механистическим концепциям XIX столетия; подчеркнул, что линия раздела между материализмом и идеализмом остается по-прежнему четкой и ясной независимо от того, какие новые открытия были сделаны или будут сделаны физиками. Чем дальше будут ученые проникать в глубь материи, тем еще больше будут подтверждаться идеи материалистического понимания природы и явлений. Книга В.И. Ленина "Материализм и эмпириокритицизм" имеет для физики особое значение.

Анализируя концепцию идеалистов об "исчезновении материи", В.И. Ленин указывает: "Материя исчезает" — это значит исчезает тот предел, до которого мы знали материю до сих пор, наше знание идет глубже; исчезают такие свойства материи, которые казались раньше абсолютными, неизменными, первоначальными. . . и которые теперь обнаруживаются, как относительные, присущие только некоторым состояниям материи. Ибо единственное "свойство" материи есть свойство быть объективной реальностью, существовать вне нашего сознания". Именно тогда В.И. Ленин дал знаменитую формулировку принципов неисчерпаемости материи: "Электрон так же неисчерпаем, как и атом, природа бесконечна, но она бесконечно существует".

Эти ленинские идеи и мысли прекрасно иллюстрируют последовательность всех будущих открытий в физике. С момента опубликования этой работы В.И. Ленина прошло более 75 лет. Этот период был ознаменован величайшими открытиями и достижениями науки. Сформулированный Лениным принцип неисчерпаемости материи блестяще подтвердился опытом работы нескольких поколений физиков и до сих пор является одним из руководящих методологических принципов физических исследований.

В истории человечества не было научного открытия более значительного и более впечатляющего по своим последствиям, чем проникновение в мир атома и овладение внутриядерной энергией атома. Несомненно, что это одно из величайших открытий человечества.

До 1940 г. ядерная физика принадлежала к "чистой" науке, не преследовавшей достижение какой-либо практически полезной хозяйственной цели. Известно, что еще в 1933 г. великий английский ученый Э. Резерфорд заявлял, что превращения атомов представляют интерес исключительно для ученых. Между тем уже в 1939—1942 гг., т.е. через 6—9 лет, были найдены пути решения проблемы высвобождения внутриядерной энергии атома. А через 12 лет после заявления Э. Резерфорда американские атомные бомбы были сброшены на японские города Хиросима и Нагасаки.

Физическая наука, ядерная физика непрерывно движется к большему пониманию внутренних процессов, к углублению познания материи.

Приблизительно 10 лет назад физики — теоретики и экспериментаторы, углубляясь внутрь атома, его ядра с помощью ускорителей заряженных частиц, сумели обнаружить более 300 элементарных частиц, что, конечно, привело к запутыванию картины микромира.

А теперь их количество резко уменьшилось. Ныне твердо установлено, что протоны и нейтроны, из которых состоят атомные ядра, не являются элементарными частицами, а имеют сложное строение. Протоны и нейтроны состоят из еще более элементарных, фундаментальных частиц — кварков.

Гипотеза об их существовании была высказана еще в 1964 г., но длительные дискуссии и невозможность обнаружения кварков в свободном состоянии привели к всеобщему признанию их только примерно 10 лет назад.

Размеры кварков не превышают 10^{-16} см, т.е. они в 1000 раз меньше размеров нуклонов. Парадокс о невозможности прямого обнаружения кварков в свободном виде объясняется особым характером сил, удерживающих их в адронах и не позволяющих "разбить" адроны на свободные кварки. При установлении современной физикой факта существования кварков, этих новых фундаментальных частиц материи, нельзя не поразиться еще раз гениальной прозорливости В.И. Ленина, когда он указывал: ". . . Разрушимость атома, неисчерпаемость его, изменчивость всех

форм материи и ее движения всегда были опорой диалектического материализма. Все грани в природе условны, относительны, подвижны, выражают приближение нашего ума к познанию материи. . .”

Русские ученые очень много сделали для познания тайн природы и проникновения в суть явлений, связанных с атомом и его ядром, высвобождением внутриядерной энергии атома.

Существенный вклад в мировую науку внесли М.В. Ломоносов, В.В. Петров, Э.Х. Ленц, Б.С. Якоби, А.Г. Столетов, Н.А. Умов, А.С. Попов и многие другие.

Предыстория атомного ядра начинается в середине XIX в.: в 1869 г. Д.И. Менделеевым открыт периодический закон, создана Периодическая система химических элементов. Он был первым, кто попытался классифицировать все элементы по единой системе, и именно ему мы обязаны ее нынешним видом.

Исходя из положения в таблице и свойств химических элементов, соседствующих с ними в периодах и группах, Д.И. Менделеев предсказал химические свойства трех отсутствующих тогда элементов. Примерно через 10 лет эти элементы были открыты и заняли свои места в таблице Д.И. Менделеева. Ими стали скандий (1879 г.), галлий (1875 г.) и германий (1886 г.).

Периодическая система элементов, подтвердив более чем 100-летним практическим использованием в науке и технике свою исключительную жизнеспособность, стала памятником подвигу непреклонного упорства, труда и аналитического чутья.

В Периодической системе Д.И. Менделеева нашли отражение сложность структуры атома и значимость тогда еще неизвестных основных характеристик атомного ядра — его массового числа A и порядкового номера Z . В течение всей последующей истории ядерной физики периодический закон Менделеева, обогащаясь и углубляясь новыми открытиями, стал руководящей нитью исследований.

Открытие в 1896 г. французским ученым А. Беккерелем явления радиоактивности положило начало новому разделу физики — ядерной физики. С этого, собственно, и начинается непосредственно история исследований атомной энергии.

Исследования по радиоактивности стали проводиться в России почти сразу после открытия Беккереля. Ученые И.И. Боргман (1900 г., Петербургский университет) и А.П. Афанасьев исследовали влияние радиоактивности на искровые разряды и определили одними из первых природу γ -лучей. Н.А. Орлов изучал действие радия на металлы, парафин, на легкоплавкие органические вещества.

Кроме работ в Петербургском университете, исследования проводились в Военно-медицинской академии, в университете Харькова и др.

Большие работы проделаны учеными В.А. Бородовским, Г.Н. Антоновым, Л.С. Коловат-Червинским.

М. Сمولуховский (1906 г.) дал последовательное объяснение броуновского движения, развил теорию флуктуаций. Д.С. Рождественский (1909 г.) разработал новый метод количественного исследования аномальной дисперсии.

П.Н. Лебедев, создатель московской школы физиков, провел опыты по световому давлению и исследования по ультразвуку.

Г.Ф. Вульф (1915 г.) своими исследованиями с использованием дифракции рентгеновских лучей положил начало рентгеновской спектроскопии.

А.И. Иоффе (1913 г.) доказал статистический характер элементарного фотоэффекта. М.В. Кирпичева экспериментально доказала существование ионной проводимости в кристаллах.

П.Л. Капица и Н.Н. Семенов (1920 г.) предложили метод определения магнитных моментов атомов в атомном пучке. П.Л. Капица (1923 г.) наблюдал на своей установке треки заряженных частиц в магнитном поле.

Д.В. Скобельцын впервые начал исследования взаимодействия релятивистских частиц с веществом.

Я.И. Френкель (1939 г.) разработал электрокапиллярную теорию тяжелых ядер.

Л.В. Мысовский (1926 г.) положил начало гамма-дефектоскопии.

Н.Н. Семенов (1926–1932 гг.) открыл разветвленные цепные химические реакции и разработал их теорию.

В.А. Фок (1928–1932 гг.) заложил основы квантовой теории поля.

Л.М. Мандельштам и М.А. Леонтович (1928 г.) создали теорию прохождения частицы через потенциальный барьер.

А.Н. Теренин (1937 г.) открыл сверхтонкую структуру линий атомных спектров.

И.В. Обреимов доказал дискретную структуру спектра молекулярного кристалла при низких температурах.

П.Л. Капица установил зависимость линейного возрастания электрического сопротивления металла от напряженности магнитного поля (закон Капицы).

С.Я. Соколов (1927 г.) разработал идеи ультразвуковой дефектоскопии.

В.А. Амбарцумян и Д.Д. Иваненко (1930 г.) развили теорию дискретного пространства.

И.Е. Тамм разработал квантовую теорию рассеяния света в кристаллах и предсказал существование особых состояний электронов на поверхностях металлов. Л.Д. Ландау теоретически предсказал диамагнетизм электронов в металлах.

Д.Д. Иваненко (1932 г.) предложил протонно-нейтронную модель строения атомных ядер.

А.И. Бродский (1934 г.) получил тяжелую воду.

И.К. Кикоин и М.М. Носков открыли фотомангнитный эффект при определенных условиях (эффект Кикоина—Носкова).

А.И. Алиханов, М.С. Козодаев и А.И. Алиханян открыли внутреннюю конверсию γ -излучения с образованием электрон-позитронных пар.

И.Е. Тамм и Д.Д. Иваненко заложили основы теории парных ядерных сил.

П.А. Черенков и С.И. Вавилов открыли свечение чистых прозрачных жидкостей под действием γ -излучения (эффект Вавилова—Черенкова).

Л.В. Шубников (1934—1937 гг.) осуществил экспериментальное открытие сверхпроводников II рода.

И.В. Курчатов (1933 г.) закончил цикл исследований с новым классом диэлектриков, названных им сегнетоэлектриками. Результаты этих работ он опубликовал в монографии "Сегнетоэлектрики". Им же проведены первые измерения сечений рассеяния медленных нейтронов-протонов.

Л.А. Арцимович, И.В. Курчатов впервые четко доказали захват нейтрона протоном.

И.В. Курчатов, Б.В. Курчатов, Л.П. Русинов и Л.В. Мысовский открыли ядерную изомерию.

Л.Д. Ландау и Е.М. Лифшиц разработали теорию и установили уравнение движения магнитного момента.

А.П. Александров и С.Н. Жуков разработали статистическую теорию прочности.

Л.В. Шубников, Б.Г. Лазарев открыли ядерный парамагнетизм у твердого водорода.

К.Д. Синельников, А.К. Вальтер, А.И. Лейпунский, Г.Д. Латышев (1932 г.) осуществили сооружение крупнейшего в Европе импульсного генератора, на котором расщепили ядро лития.

А.Н. Ахиезер и И.Я. Померанчук предложили теорию когерентного рассеяния фотонов ядрами.

И.Е. Тамм, И.М. Франк построили теорию эффекта Вавилова—Черенкова.

Я.И. Френкель независимо от Н. Бора и Дж. Уилера создал капельную модель деления ядер.

Я.Б. Зельдович, Ю.Б. Харитон независимо от Л. Сциларда, Ю. Вигнера, Ф. Жолио-Кюри, Э. Ферми обосновали возможность протекания в уране цепной ядерной реакции деления.

В 1940 г. Г.Н. Флеров и К.А. Петржак открыли самопроизвольное спонтанное деление ядер урана-235.

В сентябре 1933 г. в Ленинграде была проведена, с приглашением иностранных ученых, первая конференция по физике атомного ядра. Вторая конференция состоялась в 1936 г., третья — в 1938 г. и четвертая — в октябре 1939 г.

Это далеко не полный перечень работ, проведенных советскими учеными на пути к высвобождению внутриядерной энергии. Но и он говорит о том, что советская наука к началу войны, развязанной фашистской Германией, была полностью подготовлена к решению атомной проблемы.

Вот почему вскоре после победоносного окончания войны, в декабре 1946 г., заработал первый исследовательский атомный реактор в Москве, созданный советскими учеными и инженерами под руководством И.В. Курчатова, и получены первые микрограммы нового делящегося вещества — плутония. И весь этот сложный путь создания атомного реактора был проделан

без всякой помощи извне, исключительно только силами советских ученых и специалистов.

В короткий срок Советский Союз ликвидировал монополию США на атомное оружие, для создания которого были привлечены лучшие ученые и специалисты стран Западной Европы, вынужденные эмигрировать в США.

В СССР был создан ряд атомных научно-исследовательских институтов, основной из них — Ленинградский физико-технический институт, затем главным стал Институт атомной энергии, первым директором и организатором которого был И.В. Курчатов. После него бессменным директором является академик, А.П. Александров. Старейшим институтом является Радиевый институт (Ленинград), основателем которого в 1922 г. был знаменитый русский ученый В.И. Вернадский.

В 1932 г. были основаны Московский физический институт им. П.Н. Лебедева, Харьковский физико-технический институт и др. После войны по инициативе И.В. Курчатова были созданы Институт теоретической и экспериментальной физики в Москве, Физико-энергетический институт в Обнинске, Научно-исследовательский институт атомных реакторов в Ульяновской области, Научно-исследовательский институт электрофизической аппаратуры в Ленинграде, Союзный научно-исследовательский институт ядерного приборостроения в Москве, Всесоюзный научно-исследовательский институт радиационной техники в Москве.

Примерно в этот же период по инициативе И.В. Курчатова, являвшегося научным руководителем атомной проблемы, были созданы центры атомной науки и техники на Украине, в Белоруссии, Казахстане, Узбекистане, Грузии, Армении, Латвии. В Западной Сибири, в Новосибирске, был организован Институт ядерной физики при Сибирском отделении Академии наук СССР.

Этим научным центрам были созданы все условия для объединения национальных кадров в интересах развития ядерной физики, атомной науки и техники.

Но, стремясь ликвидировать монополию США на атомное оружие, советские ученые уже тогда думали о мирном использовании атомной энергии.

В 1954 г. недалеко от Москвы была пущена Первая в мире атомная электростанция, ставшая первопроходцем в мировой атомной энергетике. Ныне АЭС работают почти в 30 странах мира. В Советском Союзе работает серия АЭС с энергоблоками, в которых используются реакторы на тепловых нейтронах с водой под давлением (ВВЭР) электрической мощностью 440 и 1000 МВт и кипящие уран-графитовые реакторы канального типа (РБМК) электрической мощностью 1000 и 1500 МВт. Эксплуатируются также три энергоблока АЭС с реакторами на быстрых нейтронах. Совершенствованию реакторов на быстрых нейтронах у нас уделяется особое внимание, так как это направление является генеральным развитием атомной энергетики СССР.

В 1987 г. в канун Великого Октября закончилось сооружение первой в мире крупномасштабной атомной станции теплоснабжения в Горьком.

Отдельным самостоятельным направлением энергетического использования атомной энергии стало атомное судостроение. Еще в 1959 г. прошел ходовые испытания первый в мире ледокол с ядерной паропроизводящей установкой — атомоледоход "Ленин". Ныне на просторах Северного Ледовитого океана работают атомные ледоколы "Ленин", "Арктика", "Сибирь" и "Россия". Строятся атомные ледоколы и лихтеровозы.

В разных отраслях промышленности, во всей системе народного хозяйства широко используются радиоактивные изотопы и установки. В медицине для диагностики и лечения применяются различные рентгено-радиологические приборы и установки. Ныне трудно найти лечебное учреждение, где бы не применялись изотопы, препараты из них и установки ионизирующих излучений.

В системе научных исследований, связанных с ядром атомов, нашли прочное место ускорители заряженных частиц различного рода.

Среди исследований, обусловленных развитием ядерной физики и направленных на овладение новыми источниками энергии, важное место занимают работы по осуществлению управляемого термоядерного синтеза.

В СССР в Институте атомной энергии им. И.В. Курчатова построены и действуют

мощные экспериментальные термоядерные установки типа "Токамак", которые нашли признание и дальнейшее развитие во всем мире. Недаром они считаются весьма перспективными для использования в качестве термоядерных реакторов на будущих термоядерных электрических станциях.

Развитие ядерной физики оказало глубочайшее влияние на весь ход поступательного движения технических преобразований. Ядерная физика усилиями ученых многих стран привела к становлению такого широкого комплексного раздела науки, как атомная наука и техника, на основе которой в свою очередь возникла и развивается атомная энергетика.

Атомная энергетика выросла в крупномасштабное направление техники и промышленности, заняв ведущее положение в военной отрасли (ядерные заряды), строительстве гражданских и военных морских и океанских судов и кораблей разных назначений, в производстве тепловой и электрической энергии на АЭС. Становление в СССР атомной промышленности коренным образом изменило соотношение сил в пользу мира.

Став могучей атомной державой, Советский Союз показал, что он обладает огромным научным потенциалом и огромными промышленными возможностями, ликвидировав монополию США на атомное оружие.

Именно это дало основание американскому ученому Р. Лэппу, отнюдь не стоявшему на благожелательных позициях по отношению к советскому народу, заявить в 1959 г. в своей шумевшей книге "Атомы и люди": "... Атомные секреты, фанатически оберегаемые Соединенными Штатами, скрыли от нас тот факт, что у Советского Союза были свои прекрасные ученые, которые могли найти ответы на все вопросы самостоятельно..."

Советские ученые видели в разбухших силах атома прежде всего новый могучий источник энергии для удовлетворения возрастающих потребностей народного хозяйства.

Об этих и многих других достижениях атомной науки и техники рассказывается в данной книге, приуроченной к 70-летию Великой Октябрьской социалистической

революции. Материалы, представленные в книге, показывают, какой огромный масштаб производительных сил нашей страны развил на базе использования атомной энергии.

В создании и становлении атомной промышленности СССР, а несколько позднее и атомной энергетики, приняли активное участие металлургические и машиностроительные министерства СССР и большое количество подчиненных им предприятий, конструкторских организаций и институтов, включая и институты Академии наук СССР.

Их вклад невозможно переоценить.

В настоящем сборнике дана информация об организации и развитии в СССР специализированного атомного энергомашиностроения.

Подводя итоги достижениям советской атомной науки и техники и тем самым мировой науки, нельзя не подчеркнуть, что развитие современной физики подтверждает удивительную прозорливость ленинской мысли: "Ум человеческий открыл много диковинного в природе и откроет еще больше..."

*
* * *

За годы существования советского государства, организатором которого был великий Ленин, наша страна за 70 лет прошла гигантский путь развития, став страной сплошной грамотности, высокого технического прогресса, высокого культурного и социального развития.

Коммунистическая партия Советского Союза ведет наш народ к новым победам, учит преодолевать трудности, создаваемые сложной международной обстановкой.

XXVII съезд КПСС выдвинул крупнейшие задачи интенсификации народного хозяйства: ускорения научно-технического прогресса, широкого внедрения техники новых поколений, новых технологий, осуществления глубокой технической реконструкции народного хозяйства на основе самых современных достижений науки и техники*.

*Резолюции XXVII Съезда КПСС по Политическому докладу Центрального Комитета КПСС// Правда. 1986. 6 марта.

Неуклонно следуя заветам В.И. Ленина, Коммунистическая партия уверенно ведет советский народ по пути совершенствования социализма, дальнейшего продвижения советского общества к коммунизму.

"Высшей целью экономической стратегии партии был и остается неуклонный подъем материального и культурного уровня жизни народа*"

При этом главная задача XII пятилетки в реализации стратегических задач предстоящего пятнадцатилетия состоит в повышении темпов и эффективности развития экономики на базе всемерного ускорения научно-технического прогресса, технического перевооружения, совершенствования управления хозяйственным механизмом.

В развитии агропромышленного комплекса основными задачами XXVII съезд КПСС определил достижение устойчивого роста сельскохозяйственного производства, объединение усилий всех отраслей комплекса для получения высоких конечных результатов в соответствии с Продовольственной программой СССР.

Подводя итоги состояния атомной науки и техники в СССР к 70-й годовщине Великого Октября, нельзя не подчеркнуть, что XXVII съезд КПСС явился важной вехой, которая определила главные задачи в науке и технике, в управлении и организации промышленного производства предстоящего пятнадцатилетия.

Решения XXVII съезда КПСС и последующих Пленумов ЦК КПСС являются документами огромного политического значения. В них определены важнейшие рубежи, достижение которых обеспечит новый качественный уровень по дальнейшему укреплению научно-технического, экономического и оборонного могущества нашей Родины.

XXVII съезд КПСС принял по-ленински смелую, мобилизующую и вдохновляющую стратегию борьбы за торжество идеалов коммунизма, мира и прогресса.

В век ядерной энергии особенно важно принятие концепций невозможности ядерной войны и мирного сосуществования

всех стран и народов, несмотря на различия общественного строя.

В мае 1987 г., в знаменательный год 70-летия Советского государства, Политический Консультативный комитет государств-участников Варшавского Договора принял решения особой политической значимости и важности.

"Военная доктрина Варшавского Договора, как и каждого из его участников, подчинена задаче недопущения войны — как ядерной, так и обычной. В силу самой природы социалистического общественного строя эти государства не связывали и не связывают свое будущее с военным решением международных проблем. Они выступают за решение всех спорных международных вопросов лишь мирным путем, политическими средствами.

"Государства-участники Варшавского Договора никогда не применяют первыми ядерное оружие. Они не имеют территориальных претензий ни к какому государству ни в Европе, ни вне Европы".

Создание Советским Союзом ядерного оружия в противовес США было вынужденной необходимостью. СССР должен был ликвидировать монополию США в ядерном оружии, чтобы противостоять агрессивным, милитаристским намерениям реакционных кругов военно-промышленного комплекса США.

В то же время СССР и все государства-участники Варшавского Договора ясно понимают, к чему может привести ядерная война. Начавшись, может быть, даже в виде локального столкновения местного значения, она, несомненно, перерастет в глобальную войну двух социально-противоположных миров.

Провозглашенная военная доктрина государств-участников Варшавского Договора ясно и однозначно говорит о мире, о мирных намерениях СССР и наших друзей по социалистическому содружеству и потому все наши намерения и цели направлены на мирное использование атомной энергии в интересах народов всех стран мира.

Величайшее достижение человечества в открытии ядерной энергии должно быть направлено и использовано только в мирных целях, на пользу народам, а не во вред им.

*Из постановления XXVII съезда КПСС "Об основных направлениях экономического и социального развития СССР на 1986-1990 годы и на период до 2000 года"// Правда. 1986. 9 марта.

АТОМНАЯ ЭНЕРГЕТИКА И НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ПРОГРЕСС

Академик В.А. Легасов

Успехи атомной энергетики мира очевидны. В настоящее время около 15% всей электроэнергии мира производится на АЭС, а в некоторых странах мира доля АЭС в производстве электроэнергии превысила 50%. Несмотря на это среди индустриально развитых стран нет общей точки зрения в оценке роли атомной энергетики, ее влияния на экономику и технологию, особенно относительно перспектив ее дальнейшего и долгосрочного развития.

Отношение большинства западных индустриально развитых стран к атомной энергетике в большой степени (если не сказать в основном) определяется наличием собственных энергоресурсов. Страны, в которых энергетические ресурсы ограничены или очень малы, ориентируются на развитие атомной энергетики. К таким странам можно отнести Францию — сегодняшнего лидера по темпам и масштабам развития атомной энергетики, Японию, ФРГ, Бельгию. Страны, в которых энергоресурсы значительны, в настоящее время придерживаются другой ориентации, в определенной мере сдержанной в отношении перспектив и путей дальнейшего развития ядерной энергетики. Это в первую очередь США, которые до конца 70-х годов по темпам и масштабам сооружения АЭС являлись ведущей страной в атомной энергетике, а также Великобритания и Канада.

Советский Союз по запасам органического топлива не имеет себе равных. Общие запасы угля в СССР составляют более половины мировых. Наша страна занимает первое место в мире по объему добычи нефти (включая газовый конденсат) и природного газа, второе место по добыче угля. Развитие энергетики СССР обеспечено собственными ресурсами на долгосрочную перспективу.

Тем не менее наша страна, положив начало мирной атомной энергетике соору-

жением в 1954 г. Первой в мире АЭС, продолжает достаточно высокими темпами расширять масштабы строительства АЭС. Конечно, это прежде всего связано с рядом конкретных экономических обстоятельств и со спецификой географии нашей страны.

В своей истории человечество переходило от господства одного энергоисточника к господству другого первоначально во имя ближайших хозяйственно-бытовых задач, связанных, например, с удобством отопления жилищ или приготовлением пищи. Так, от использования солнечного тепла, бывшего единственным энергоисточником, люди пришли к использованию древесины, затем угля, а впоследствии — нефти и газа.

Каждый энергоисточник приходил на смену предшественнику не потому, что его запасы были больше, а из-за некоторых важных качеств и обязательно порождал революционные изменения в производственной деятельности человеческого общества. Сжигание древесного угля позволило получить металлы и создать совершенные орудия производства, уголь сыграл основную роль в первой промышленной революции, на нефтяном топливе получили развитие морской, автомобильный и авиационный транспорт, ракетная техника и современная химия. Прослеживается естественная тенденция к использованию энергоисточников с возрастающей удельной теплотворной способностью. Именно это позволяло решать новые технологические задачи. Очевидно, что ядерные источники энергии в этой линии развития научно-технического прогресса позволяют совершить крупные качественные изменения. Конечно, первоначально, как и источники органического происхождения, ядерное топливо лишь вытесняет уголь, мазут и газ из освоенных ими областей энергопотребления. Но одновременно с этим, совершенствуя технику и экономику, готовит к широкому использованию все

уникальные возможности ядерного топлива: не просто генерировать тепло и через паротурбинный цикл электричество, но и одновременно быть источником ряда видов излучений, способных к прямому преобразованию в электрическую энергию, воспроизводству ядерного топлива, синтезу искусственных элементов, модификации веществ для придания им необходимых качеств. А это, как сейчас все отчетливее вырисовывается, определяет перспективное развитие электроники, медицины, материалов, сенсорной техники. Это значит, что развитие атомной энергетики не только решает задачи более экономичного производства тепла и электричества, что само по себе очень важно, но и создает необходимую базу для развития новых важных направлений научно-технического прогресса.

Специфика развития атомной энергетики в СССР

По состоянию на начало 1987 г. установленная мощность АЭС в СССР составляла около 30 млн. кВт, в конце 1980 г. она равнялась всего 12,6 млн. кВт (эл.).

Энергетической программой СССР предусмотрено ускоренное развитие атомной энергетики. В "Основных направлениях экономического и социального развития СССР на 1986—1990 годы и на период до 2000 года" эффективное развитие топливно-энергетического комплекса и улучшения топливно-энергетического баланса страны намечено за счет увеличения выработки электроэнергии на АЭС в несколько раз.

Доля АЭС в выработке электроэнергии должна возрастать. Рост производства электроэнергии в наиболее густонаселенной европейской части страны и частично на Урале будет обеспечиваться практически только в результате строительства АЭС. При этом развитие атомной энергетики пойдет по пути увеличения единичной мощности реактора и увеличения концентрации мощностей на одной площадке. Как правило, планируется создание крупных АЭС общей мощностью 4—6 ГВт (эл.).

Строительство АЭС в настоящее время ведется более чем на 20 площадках в районах запада, северо-запада, центра и юга европейской части страны, а также на Урале.

На рис. 1 показана одна из крупнейших АЭС — Южно-Украинская с реакторами ВВЭР-1000.

Важно отметить, что атомная энергетика нашей страны развивается не только для производства электричества на АЭС. Ведутся работы по созданию ядерных энергетических установок малой мощности одно- и двухцелевого (электричество и тепло) назначения, продолжается строительство атомного флота.

Все это свидетельствует об очень широкой и интенсивной программе практического развития атомной энергетики Советского Союза.

Каковы мотивы развития атомной энергетики в СССР?

Месторождения органического топлива — основы современной энергетики — расположены на Земле крайне неравномерно. Эта неравномерность характерна и для такой большой по занимаемой территории страны, как СССР. Подавляющая часть ресурсов органического топлива расположена в азиатской части страны, а почти 80% потребителей энергии приходится на европейскую часть. Вследствие этого средняя дальность транспортировки топлива в стране постоянно увеличивается. Например, транспортировка газа увеличилась с 530 км в 1956—1960 гг. до 2400 км в 1981—1985 гг. и будет расти в дальнейшем. Общая протяженность магистральных газопроводов достигла 150 тыс. км. Весь прирост добычи топлива в настоящее время (и тем более на перспективу) обеспечивается восточными районами страны, при этом среднее расстояние транспортировки топлива до центральных районов европейской части составляет около 4 тыс. км.

Таким образом, при развитии энергетики страны, основанной на использовании органического топлива, все сильнее проявляются диспропорции в географическом размещении предприятий, обеспечивающих дальнейший прирост добычи топлива, и его потребителей. При этом, очевидно, очень существенно возрастают затраты на транспортировку топливно-энергетических ресурсов в европейскую часть страны. Уже в настоящее время перевозки топлива из восточных районов в западные составляют более 40% всего грузооборота железных дорог.

Поэтому поставлена задача существенного смягчения этой диспропорции за счет крупномасштабного вовлечения в топливно-энергетический баланс страны атомной энергетики. Для СССР такое решение в первую очередь связано с тем, что объем перевозок ядерного топлива в несколько

Союзе рассматривается как важнейшее средство не только для решения основных проблем топливно-энергетического комплекса на длительный период, но и для ускорения научно-технического прогресса страны.

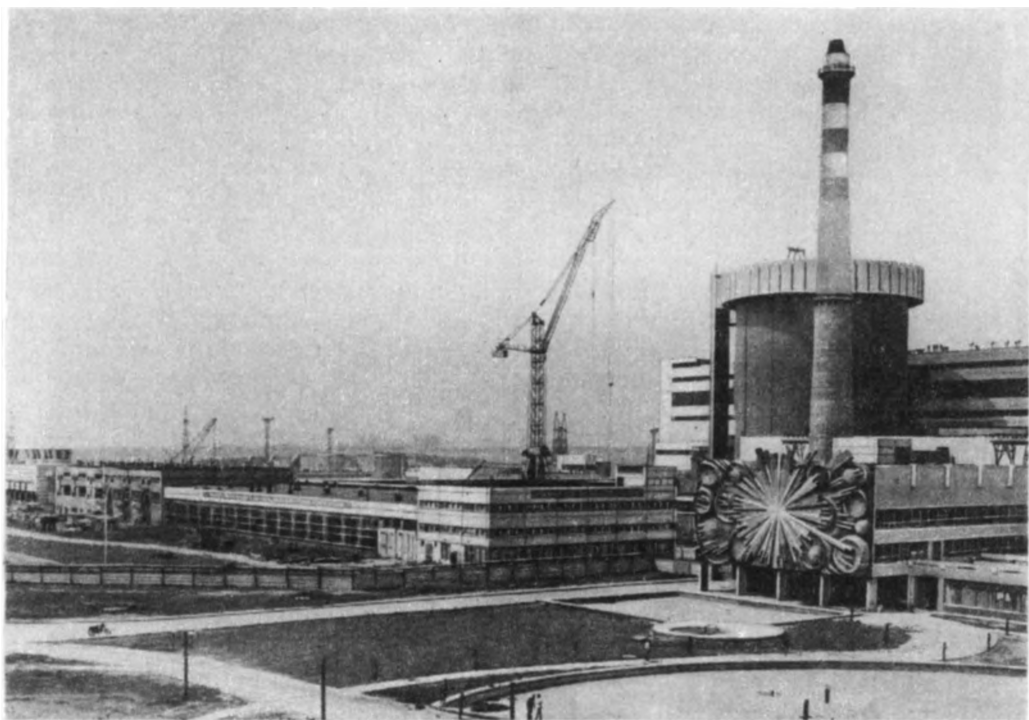


Рис. 1. Общий вид Южно-Украинской АЭС

тысяч раз меньше объема перевозок эквивалентного по энергосодержанию органического топлива. Атомная энергетика позволяет снизить затраты на производство электроэнергии в европейской части, разгрузить железнодорожный транспорт, повысить эффективность использования трудовых ресурсов СССР главным образом за счет их сокращения в добывающей промышленности и на транспорте, а также перестроить топливно-энергетический баланс с сокращением доли потребления в первую очередь нефти, а в дальнейшем и газа.

Возможные масштабы развития атомной энергетики весьма велики, и именно по этим причинам ее развитие в Советском

Реализация программы развития атомной энергетики страны

Ускоренное наращивание мощности атомной энергетики будет в основном осуществляться за счет строительства АЭС с водоохлаждаемыми реакторами на тепловых нейтронах типа ВВЭР-1000 и др., обеспечивающих высокие экономические показатели и гарантированную безопасность эксплуатации. Одновременно с вводом в эксплуатацию новых блоков АЭС будет осуществляться совершенствование ядерных реакторов прежде всего по линии увеличения надежности работы оборудования, повышения экономичности использования топлива (увеличение глубины выго-

рания, коэффициента воспроизводства), а также реализация дополнительных мер обеспечения ядерной и радиационной безопасности с учетом уроков аварии на Чернобыльской АЭС и мирового опыта эксплуатации АЭС.

Будут проведены необходимые дополни-

ближайших теплопотребителей, в первую очередь жилпоселка при АЭС.

С целью снижения затрат органического топлива на нужды централизованного жилищно-коммунального теплоснабжения строятся две атомные станции теплоснабжения (АСТ) в черте Горького и Воро-

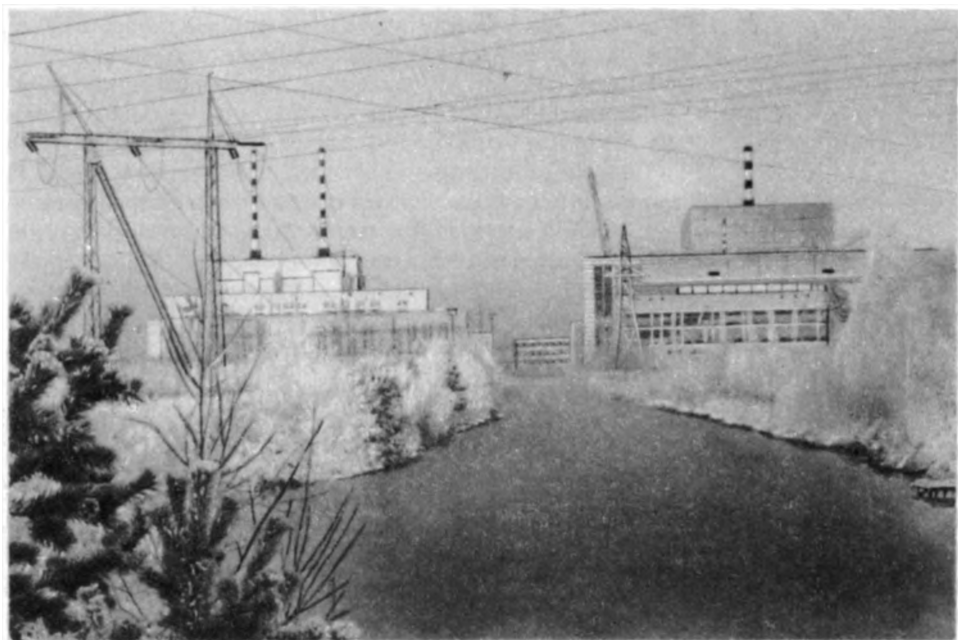


Рис. 2. Белоярская АЭС им. И.В. Курчатова

тельные технические усовершенствования и на действующих блоках АЭС с целью обеспечения их гарантированной безопасности при длительной эксплуатации. Предполагается строительство серии реакторов на быстрых нейтронах с жидкометаллическим (натриевым) теплоносителем типа БН-800 и БН-1600 мощностью 800 и 1600 МВт (эл.) соответственно.

Что касается атомной теплоэнергетики, то уже в настоящее время за счет отборов пара из конденсационных турбин используется тепло Белоярской, Ленинградской, Курской и других АЭС для отопления зданий АЭС и жилпоселка при АЭС (рис. 2). Этот метод централизованного теплоснабжения будет использоваться и в дальнейшем на вновь вводимых АЭС; практически взят курс на полное удовлетворение собственных потребностей в тепле АЭС и

нежа. В 1987 г. вводится в строй первый блок Горьковской АСТ и сооружается второй; каждый из них имеет тепловую мощность 500 МВт (тепл.). Обе АСТ — Горьковская и Воронежская — войдут в строй в XII пятилетке (рис. 3). Эти станции будут обеспечивать отопительной и бытовой горячей водой большие районы этих городов с населением свыше 300 тыс. чел. Техническое устройство и условия эксплуатации каждого блока АСТ с его реактором водо-водяного типа и встроенным в него парогенератором отвечают самым высоким требованиям безопасности.

Крупномасштабное и ускоренное развитие атомной энергетики в нашей стране, естественно, не ограничивается периодом до конца текущего столетия. Разрабатываемые долгосрочные прогнозы развития всего топливно-энергетического комплекса стра-

ны и выполняемые при этом технико-экономические оценки на основе много-вариантных модельных расчетов показывают эффективность дальнейшего широкого и крупномасштабного внедрения атомной энергетики в народное хозяйство. Такая ориентация развития атомной энерге-

лить некоторые границы стратегии развития атомной энергии.

"Предельную" по сегодняшним представлениям стратегию развития атомной энергетики можно оценить, если предположить, что к 2030 г. вся электроэнергетика европейской части страны (за исключением

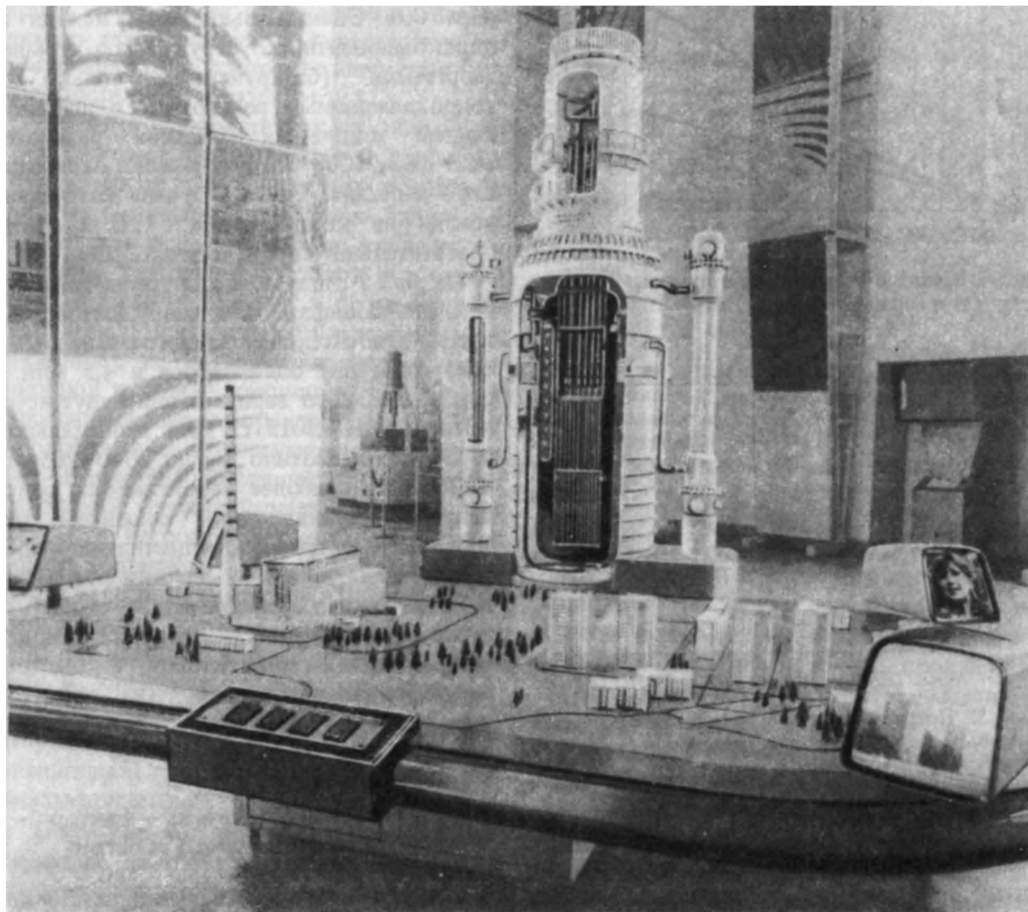


Рис. 3. Макет атомной станции теплоснабжения и реактора АСТ-500

тики в первую очередь требует ее надежного обеспечения топливом.

Рассмотрение в самом общем виде возможных вариантов развития атомной энергетики Советского Союза на относительно отдаленную перспективу (например, на ближайшие 40–50 лет) в рамках некоторой выбранной модели развития экономики и энергетики страны позволяет опреде-

"пиковых" мощностей) будет состоять из АЭС и около половины всего используемого тепла в этом же регионе будет производиться на ядерных энергоустановках.

"Минимальную" стратегию можно оценить, если предположить, что атомная энергетика будет развиваться практически только в электроэнергетическом секторе для покрытия базовых нагрузок на суще-

ствующих типах тепловых реакторов и атомных электростанциях и с очень умеренным темпом роста мощности.

Для этих "граничных" стратегий на рис. 4 представлены данные, характеризующие масштаб развития мощности и объем вытесняемого органического топли-

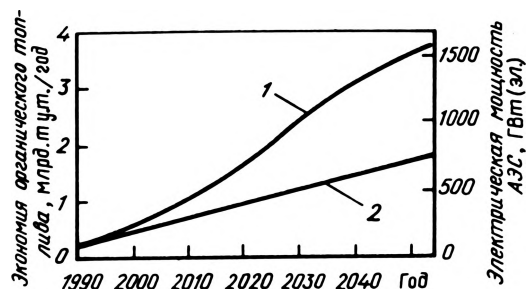


Рис. 4. Развитие атомной энергетики по предельному (1) и минимальному (2) вариантам

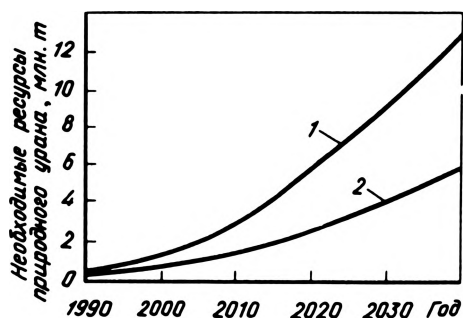


Рис. 5. Потребность в урановых ресурсах для тепловых реакторов на оксидном топливе без рециркуляции по предельному (1) и минимальному (2) вариантам

ва. Из кривых, имеющих иллюстративный характер, следует, что различия между "граничными" стратегиями очень существенны (к 2030 г. более чем в 2 раза).

Это означает, что в случае осуществления минимального варианта разность вытеснения органического топлива этих двух стратегий (более 0,5 млрд. т у.т.) должна покрываться топливом, главным образом углем, который будет доставляться в европейскую часть страны из восточных районов в основном для коммунально-бытовых нужд и промышленных целей. Это потребует создания специальных теплогенерирующих установок с принятием необ-

ходимых мер по защите окружающей среды, поскольку уголь должен сжигаться в густонаселенных районах европейской части страны.

На рис. 5 для "граничных" стратегий показаны потребности в уране. Эти потребности определены из предположения, что вся первичная тепловая энергия произведена в ядерных реакторах АЭС. Коэффициент использования мощности принят равным 0,8. Оценки выполнены исходя из однокомпонентной структуры атомной энергетики (базирующейся только на водоохлаждаемых реакторах) с использованием топливных балансов реакторов типа ВВЭР-1000 без регенерации отработавшего топлива. Расходы урана рассчитаны исходя из концентрации ^{235}U в отвале обогатительного производства 0,25%.

Из рис. 5 следует, что потребность в уране очень большая. Например, достоверные запасы относительно дешевого урана в мире (без соцстран) оцениваются в 4,5 млн. т, для предельного варианта они будут исчерпаны к 2010–2015 гг. Для минимального варианта их хватило бы до 2040–2050 гг.

Поэтому наиболее вероятным по современным представлениям решением этой проблемы является осуществление самообеспечения атомной энергии топливом на основе двухкомпонентной структуры ядерной энергетики — усовершенствованных "тепловых" реакторов и быстрых реакторов-размножителей (на быстрых нейтронах).

Атомная энергетика — фактор технологического развития

Однако помимо выполнения чисто энергетических функций атомная энергетика способна влиять на развитие научно-технического прогресса, так как на ее основе возможно осуществление многих промышленных процессов на принципиально новых технологических принципах.

Поэтому сегодня большой комплекс исследований направлен на разработку новых технологий и совершенствование применяемых видов оборудования. Развитие атомной энергетики органически связано с различными отраслями промышленности и воздействует на прогресс их технологии,

поскольку атомная техника предъявляет более высокие требования к качеству, надежности изготавливаемых систем, оборудования и материалов, а также обеспечению высокого технического уровня контроля качества. В намеченном крупномасштабном развитии атомной энергетики — требующей самых передовых видов машиностроительной технологии и организации труда — она будет стимулировать необходимую технологическую перестройку промышленности и ускорения внедрения научных достижений и разработок.

Атомная наука и техника в своем развитии уже оказала значительное влияние на ряд новых прогрессивных технологий в различных отраслях народного хозяйства. В качестве примеров можно привести следующие: разделение изотопов и получение сверхчистых материалов в промышленных масштабах; использование ускорителей заряженных частиц, радиоизотопов и радиационной техники; инициирование создания промышленного производства новых прогрессивных конструкционных материалов (цирконий, бериллий, литий, графит, гадолиний, германий и другие РЗЭ, специальные нержавеющие стали и др.); создание обширного класса контрольных приборов и средств автоматики; развитие манипуляторов, автоматизированных систем для осуществления дистанционных операций и влияние на ускорение внедрения робототехники; развитие быстродействующих ЭВМ с большими объемами оперативной памяти; разработка и практическое применение сверхпроводимости.

Очевидно, что процесс дальнейшего воздействия на развитие новых технологий, на совершенствование промышленности будет продолжаться и усиливаться. Результатом этого будет и обратная связь — воздействие на развитие атомной энергетики. Одной из достаточно близких задач является создание "безлюдных" АЭС, т.е. предприятий с минимальным обслуживающим персоналом, дистанционным управлением и широким внедрением робототехники для ремонтных и профилактических работ в радиационно опасных условиях. Такие АЭС потребуют создания высокоавтоматизированного оборудования и управляющих комплексов со сверхвысоким ресурсом и надежностью.

В ряде отраслей промышленности должна произойти перестройка технологий, связанная с переходом на эффективное использование атомной энергетики, в первую очередь — тепла от ядерных энергоисточников, а также существенное увеличение степени электрификации народного хозяй-

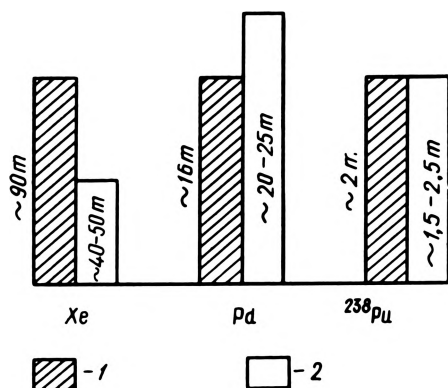


Рис. 6. Ежегодное накопление некоторых элементов в отходах мировой атомной энергетики в сопоставлении с их ежегодным промышленным потреблением:

1 — накапливаемое атомной энергетикой (принято за 100%); 2 — потребляемое промышленностью

ства, повышение коэффициента электрификации топливно-энергетического комплекса страны, т.е. доли энергоресурсов страны, расходуемых на производство электроэнергии, до 30—40% вместо сегодняшних примерно 20%.

Развитие атомной энергетики должно стимулировать возникновение и развитие ряда важных специализированных направлений в промышленности, по которым уже создан необходимый научно-технический задел. Использование нефти открыло эру искусственных молекул, полимеров. Широкое использование ядерной энергии позволяет получать искусственные химические элементы, не встречающиеся в природе. Не менее важно, что в продуктах деления ядерного топлива содержатся значительные количества некоторых редких и благородных металлов, нехватку которых промышленность либо уже ощущает, либо будет ощущать в недалеком будущем (рис. 6). Например, в настоящее время считается экономически целесообразным извлекать палладий из руды, если в 1 т содержится 20—50 г этого элемента. В то

же время в 1 г отработавшего на АЭС ядерного топлива, извлеченного из реактора типа ВВЭР-1000, палладия содержится около 800 г, причем он сравнительно легко отделим. Таким образом, для ряда элементов ядерно-физические и радиохимические методы извлечения становятся экономически предпочтительней традиционного извлечения из недр.

Атомная энергетика дает уникальную возможность модифицировать как поверхностные, так и объемные свойства веществ. Облучая вещество нейтронами в ядерном реакторе, можно вводить нужную добавку, т.е. легировать, нейтрализовать, переводить в безвредную форму мешающий компонент. Например, образец кремния, помещенный в один из каналов ядерного реактора вместо тепловыделяющих элементов, подвергается там нейтронному облучению и, захватывая нейтроны, как бы легируется фосфором, т.е. часть атомов кремния под действием нейтронного облучения превращается в фосфор. Здесь используется физическая реакция, при которой атом кремния, первоначально захватив нейтрон, вначале переходит в возбужденное состояние, а затем при β -распаде переходит в атом стабильного фосфора. Придавая образцам кремния соответствующие геометрические формы, можно добиться чрезвычайной однородности распределения атомов фосфора (обычными химическими методами сделать это невозможно).

Немалую пользу в народном хозяйстве могут принести радиоактивные и стабильные изотопы, в изобилии находящиеся в отходах атомной энергетики (при химической переработке отработавшего ядерного топлива). Изотопы уже доказали свою полезность в медицине для облучения злокачественных опухолей. Для ряда

заболеваний изотопная диагностика уже стала привычной и обязательной. В промышленности изотопы могут стать сигнализаторами "здоровья" различных аппаратов и ответственных конструкций, определяя достаточно точно место возникновения различных отклонений от нормы.

Производство изотопов, создание необходимой детектирующей аппаратуры и установление необходимых корреляций между поведением "метки" и состоянием оборудования, выполненные совместными усилиями специалистов различных направлений, могут заметно повысить надежность промышленного оборудования, предсказуемость его поведения.

Несомненное достоинство атомной энергетики — ее универсальность, способность стать центром комплекса разнообразных производств электроэнергии, тепла, водорода и других искусственных энергоносителей, нейтронов, гамма-излучения, искусственных элементов.

Атомная энергетика при том крупномасштабном развитии, которое предполагается осуществить в ближайшие 30—40 лет, не только будет оказывать огромное влияние на народное хозяйство своим непосредственным существованием, но и может воздействовать на рациональное размещение и концентрацию производительных сил страны.

Это объясняется тем, что атомная энергетика вследствие транспортной автономности и малой зависимости от развитых транспортных коммуникаций при наличии необходимых местных ресурсов и отсутствии ограничений на размещение АЭС может явиться энергетической базой для создания территориально-промышленных комплексов в малонаселенных и удаленных районах.

АТОМНАЯ ЭНЕРГЕТИКА СССР

1.1. Атомные электростанции СССР

Развитию атомной энергетики в СССР придается первостепенное значение. Только за годы XI пятилетки в СССР введены в строй 17 энергоблоков АЭС общей электрической мощностью 15,8 млн. кВт.

В 1985 г. на атомных электростанциях страны произведено более 170 млрд. кВт · ч, что составляет 11% всей выработки электроэнергии, это почти в 2,4 раза больше, чем в 1980 г.

В течение XI пятилетки создан строительный задел более чем на 20 площадках, что позволит в XII и последующих пятилетках ввести значительное количество новых энергоблоков АЭС, оснащенных современным оборудованием.

По состоянию на начало 1987 г. в СССР находились в эксплуатации 43 энергоблоков АЭС суммарной установленной электрической мощностью брутто 30,3 млн. кВт (табл. 1.1). Действующие энергоблоки АЭС в основном работают устойчиво и, как правило, в базовой части графиков нагрузки энергосистем. Важнейший эксплуатационный показатель, характеризующий надежность и в значительной степени определяющий экономические показатели работы атомных электростанций, — это коэффициент использования установленной мощности (КИУМ). В XI пятилетке большинство энергоблоков АЭС работали стабильно с высоким КИУМ. Так, среднее (по всем энергоблокам) значение коэффициента использования установленной мощности в 1985 г. составило 76,8%, а на многих энергоблоках с реакторами ВВЭР-440 и РБМК-1000 значения КИУМ в течение 1981–1985 гг. были выше 80%. За счет дальнейшего совершенствования эксплуатационного и ремонтного обслуживания сократились длительность простоев оборудования в ремонте, а также количество внеплановых остановок энергоблоков АЭС.

Это позволило в XI пятилетке в среднем по блокам АЭС снизить удельный расход теплоты на 1 кВт · ч отпущенной электроэнергии на 3,3%, расход электроэнергии на собственные нужды АЭС — на 8%, среднюю удельную стоимость технического обслуживания и ремонта — на 10%, удельные трудозатраты на техническое обслуживание и ремонт — на 11%.

В XI пятилетке институты продолжали совершенствовать проектные и технические решения для вновь строящихся АЭС. Так, в 1983–1985 гг. институт "Атомтеплоэлектропроект" разработал усовершенствованный проект энергоблока с реактором ВВЭР-1000 с унифицированным и стандартизированным основным и вспомогательным оборудованием в сейсмостойком исполнении. Унификация и стандартизация оборудования позволили повысить безопасность, надежность и технико-экономические показатели этих АЭС. По своим компоновочным, схемно-технологическим и другим проектным решениям унифицированный энергоблок с ВВЭР-1000 мощностью 1 млн. кВт является современным блоком, типичным для АЭС с водо-водяными энергетическими реакторами.

Системы безопасности, предусмотренные на этих АЭС, имеют многократное дублирование, что обеспечивает необходимую надежность их функционирования. Технический уровень и основные характеристики оборудования унифицированных энергоблоков с ВВЭР-1000 отвечают современным требованиям, принятым в мировой практике, а надежность и безопасность эксплуатации подтверждается многолетним опытом работы АЭС с реакторами типа ВВЭР.

В XI пятилетке на Запорожской и Балаковской АЭС отрабатывались технология и организация поточного строительства многоблочных АЭС с реакторами ВВЭР-1000, сооружаемых по единому проекту с использованием новейших методов индустриального строительства.

стриального строительства и крупноблочного монтажа оборудования и узлов с высокой степенью заводской готовности.

Сооружение однотипных унифицированных энергоблоков обеспечивает повышение качества изготовления и монтажа стандартизированного оборудования, а также сокращение сроков строительства, пуска и освоения АЭС.

Одной из актуальных задач, стоящих перед атомной энергетикой, является комплексная автоматизация АЭС и широкое внедрение на них автоматизированных систем управления технологическими процессами (АСУТП). Поэтому очень важно, что на введенных энергоблоках Запорожской и Балаковской АЭС прошла промышленную проверку в эксплуатационных усло-

Таблица 1.1. Действующие АЭС СССР (по состоянию на 01.01.87 г.)

АЭС	Номер энергоблока	Тип реактора	Мощность (эл.), МВт (брутто)	Год ввода в эксплуатацию
Белоярская	1	АМБ-100	100	Выведен из эксплуатации
	2	АМБ-200	200	1967
	3	БН-600	600	1980
Нововоронежская	1	ВВЭР-210	210	1964
	2	ВВЭР-365	365	1969
	3	ВВЭР-440	440	1971
	4	ВВЭР-440	440	1972
	5	ВВЭР-1000	1000	1980
Кольская	1	ВВЭР-440	440	1973
	2	ВВЭР-440	440	1974
	3	ВВЭР-440	440	1981
	4	ВВЭР-440	440	1984
Билибинская	1	ЭГП	12	1974
	2	ЭГП	12	1974
	3	ЭГП	12	1975
	4	ЭГП	12	1976
Ленинградская	1	РБМК-1000	1000	1973
	2	РБМК-1000	1000	1975
	3	РБМК-1000	1000	1979
	4	РБМК-1000	1000	1981
Курская	1	РБМК-1000	1000	1976
	2	РБМК-1000	1000	1978
	3	РБМК-1000	1000	1983
	4	РБМК-1000	1000	1985
Армянская	1	ВВЭР-440	440	1976
	2	ВВЭР-440	440	1980
Чернобыльская	1	РБМК-1000	1000	1977
	2	РБМК-1000	1000	1978
	3	РБМК-1000	1000	1981
Ровенская	1	ВВЭР-440	440	1980
	2	ВВЭР-440	440	1981
	3	ВВЭР-1000	1000	1986
Южно-Украинская	1	ВВЭР-1000	1000	1982
	2	ВВЭР-1000	1000	1985
Смоленская	1	РБМК-1000	1000	1982
	2	РБМК-1000	1000	1985
Калининская	1	ВВЭР-1000	1000	1984
	2	ВВЭР-1000	1000	1986
Запорожская	1	ВВЭР-1000	1000	1984
	2	ВВЭР-1000	1000	1985
	3	ВВЭР-1000	1000	1986
Игналинская	1	РБМК-1500	1500	1983
Балаковская	1	ВВЭР-1000	1000	1985

Всего 43 энергоблока ~30,3 млн. кВт (эл.) (брутто)

виях новая АСУТП с широким использованием современных ЭВМ и микропроцессорной техники. Запроектированные и намеченные к внедрению в ближайшие годы на новых энергоблоках АЭС автоматизированные системы управления и контроля технологических процессов и состояния оборудования АЭС будут направлены на повышение технического уровня и надежности эксплуатации, а также на сокращение численности эксплуатационного персонала АЭС. Отечественные заводы энергетического машиностроения в XI пятилетке освоили серийный выпуск многих новых видов высокоэкономичного оборудования для АЭС, включая унифицированные реакторы ВВЭР-1000 в сейсмостойком исполнении, турбоагрегаты единичной мощностью 1 млн. кВт (с турбинами на 1500 и 3000 об/мин), парогенераторы, специальные насосы, арматуру, теплообменное и другое необходимое оборудование.

Принятые XXVII съездом КПСС "Основные направления экономического и социального развития СССР на 1986—1990 годы и на период до 2000 года" в целях улучшения топливно-энергетического баланса страны предусматривают дальнейшее ускоренное развитие атомной энергетики в СССР. К 1990 г. намечено довести годовую выработку электроэнергии на атомных электростанциях до 320 млрд. кВт·ч, а к 2000 г. производство электроэнергии на АЭС страны должно увеличиться по сравнению с современным уровнем в несколько раз.

В 1990 г. по сравнению с 1985 г. необходимо обеспечить в народном хозяйстве страны экономии органического топлива в количестве 200—300 млн. т у.т., в том числе 75—90 млн. т у.т. — за счет развития атомной энергетики и использования возобновляемых источников энергии. В экономии органического топлива должны сыграть свою роль атомные источники централизованного теплоснабжения: атомные теплоэлектроцентрали и атомные станции теплоснабжения.

Для практической реализации задач по ускоренному развитию атомной энергетики широко развернуто строительство новых и расширение ряда действующих АЭС (табл. 1.2).

Огромные задачи по дальнейшему развитию атомной энергетики предстоит решить

в годы XII пятилетки. Темпы роста вводов мощностей на АЭС по сравнению с темпами в XI пятилетке значительно возрастут. Это поднимет удельный вес атомных электростанций в электроэнергетике почти до 20%.

Из табл. 1.2 следует, что в атомной энергетике СССР существенно возрастают роль и место АЭС с реакторами ВВЭР-1000.

В XII пятилетке будет реализовано новое направление атомной энергетики — теплофикация и централизованное теплоснабжение за счет ядерных энергоисточников.

Сооружение двухблочной АТЭЦ с реакторами типа ВВЭР-1000 по сравнению с угольной ТЭЦ позволит вытеснить из баланса органическое топливо в количестве до 2 млн. т у.т.

Для централизованного теплоснабжения бытовых потребителей будут введены головные атомные станции теплоснабжения (АСТ) вблизи Горького и Воронежа. На каждом из двух блоков этих АСТ устанавливаются специальные водо-водяные реакторы тепловой мощностью по 500 МВт. Такая двухблочная АСТ, работая совместно с пиковыми источниками, позволит вытеснить из баланса в год до 950 тыс. т у.т.

Большое внимание будет уделено также дальнейшему развитию АЭС с быстрыми реакторами. Запланировано сооружение новых энергоблоков с такими серийного исполнения реакторами типа БН-800, которые в части тепломеханического оборудования и ряда основных конструктивных решений послужат прототипом для энергоблоков с реакторами БН-1600 электрической мощностью 1,6 млн. кВт.

Большое значение имеет и накопление опыта эксплуатации БН-600.

Для привлечения АЭС к участию в покрытии переменной части графика электрической нагрузки энергосистемы намечено внедрить на АЭС тепловое аккумулирование, позволяющее в период малых электрических нагрузок запасать (аккумулировать) тепловую энергию, вырабатываемую реактором, а в часы максимального электропотребления использовать эту запасенную тепловую энергию для дополнительной выработки электроэнергии. В ночное время электрическая нагрузка каждого блока минимальной мощностью 1000 МВт будет снижаться до 600 МВт (при неизменной теп-

ловой мощности реактора), а в период максимума нагрузок электрическая мощность блока будет увеличиваться до 1150 МВт за счет аккумулированной энергии.

Существенное увеличение в XII и последующих пятилетках масштабов строительства и ввода новых АЭС выдвигает ряд новых проблем и задач, которые должны найти решение в ближайшие годы.

В числе этих проблем и задач можно выделить такие: дальнейшее совершенствование

строительства АЭС, повышение эффективности и качества пусконаладочных работ, повышение технического уровня и надежности эксплуатации АЭС, совершенствование ремонтного обслуживания, а также обучения и переподготовки кадров для атомной энергетики.

Основным путем повышения эффективности сооружения АЭС будет оставаться поточное строительство значительного количества однотипных энергоблоков на уже

Таблица 1.2. Строящиеся и расширяемые атомные станции в СССР (по состоянию на 01.01. 87 г.)

АЭС и АСТ	Номер энерго-блока	Тип реактора	Мощность (эл.), МВт	Примечание
Смоленская	3	РБМК-1000	1000	II очередь
	4	РБМК-1000	1000	
Калининская	3	ВВЭР-1000	1000	III очередь
	4	ВВЭР-1000	1000	
Курская	5	РБМК-1000	1000	
	6	РБМК-1000	1000	
Балаковская	2	ВВЭР-1000	1000	
	3	ВВЭР-1000	1000	
	4	ВВЭР-1000	1000	
Татарская	1	ВВЭР-1000	1000	III очередь
	2	ВВЭР-1000	1000	
	3	ВВЭР-1000	1000	
	4	ВВЭР-1000	1000	
Ростовская	1	ВВЭР-1000	1000	
	2	ВВЭР-1000	1000	
	3	ВВЭР-1000	1000	
	4	ВВЭР-1000	1000	
Башкирская	1	ВВЭР-1000	1000	
	2	ВВЭР-1000	1000	
	3	ВВЭР-1000	1000	
	4	ВВЭР-1000	1000	
Южноуральская	1	БН-800	800	
	2	БН-800	800	
Белоярская	4	БН-800	800	
Запорожская	4	ВВЭР-1000	1000	
Хмельницкая	1	ВВЭР-1000	1000	
	2	ВВЭР-1000	1000	
	3	ВВЭР-1000	1000	
	4	ВВЭР-1000	1000	
Ровенская	4	ВВЭР-1000	1000	
Южно-Украинская	3	ВВЭР-1000	1000	
	4	ВВЭР-1000	1000	
	4	ВВЭР-1000	1000	
Крымская	1	ВВЭР-1000	1000	
	2	ВВЭР-1000	1000	
Игналинская	2	РБМК-1500	1500	
	3	РБМК-1500	1500	
Горьковская АСТ	1	ВВЭР АСТ-500	—	АСТ
	2	ВВЭР АСТ-500	—	АСТ
Воронежская АСТ	1	ВВЭР АСТ-500	—	АСТ
	2	ВВЭР АСТ-500	—	АСТ

выбранных площадках. При этом проекты указанных АЭС будут оставаться стабильными, в них не должны вноситься никакие изменения. Применение прогрессивных технологий и индустриальных методов строительства с использованием широкой специализации по видам работ позволит не только повысить качество строительно-монтажных работ, но также существенно сократить длительность строительства. Опыт сооружения Запорожской и Балаковской АЭС подтверждает, что блоки АЭС можно строить и осваивать за 4—5 лет. Сокращение сроков пуска и освоения новых энергоблоков АЭС зависит также от организации и эффективности пусконаладочных работ. Типизация программ и объемов после-монтажных и режимных испытаний, а также наладки оборудования и систем, повышение качества пусконаладочных работ, более глубокая предэксплуатационная подготовка к пуску и испытаниям — все это позволит повысить эффективность пусконаладочных работ и уменьшить их продолжительность.

Среди проблем развития атомной энергетики одна из актуальных и важнейших — обеспечение надежной и безопасной эксплуатации АЭС. Авария на четвертом энергоблоке Чернобыльской АЭС подтвердила это.

Проблема безопасности АЭС — комплексная, так как затрагивает не только обслуживающий персонал АЭС, но и значительное количество населения, проживающего в районах размещения АЭС в радиусе до 50 км. Накопленный опыт подтверждает, что на безопасность АЭС в значительной степени влияют следующие факторы:

качество эксплуатации и квалификация эксплуатационного и ремонтного персонала;

порядок контроля за соблюдением требований и условий обеспечения безопасности АЭС на всех этапах ее создания и эксплуатации;

качество разработки и изготовления оборудования;

научно-технический уровень и качество проектов;

качество строительных и монтажных работ при сооружении АЭС.

В условиях быстро развивающейся атомной энергетики основными путями обеспе-

чения надежной и безопасной эксплуатации АЭС представляются следующие:

1) повышение производственной дисциплины и технического уровня эксплуатации;

2) усиление профилактической противоаварийной работы. При этом особое внимание необходимо уделять повышению квалификации оперативного и руководящего эксплуатационного персонала. Завершение создания единой (для всей отрасли атомной энергетики) системы обучения и переподготовки эксплуатационного и ремонтного персонала позволит управлять этим важным процессом.

Такая система обучения и переподготовки персонала должна базироваться на использовании современных технических средств обучения и специальных тренажеров, размещаемых в региональных учебно-тренировочных центрах и в учебно-тренировочных пунктах на каждой АЭС;

3) дальнейшее повышение надежности и безопасности работы АЭС. Этому будет способствовать широкое внедрение в эксплуатацию систем раннего обнаружения зарождающихся дефектов и повреждений в оборудовании и трубопроводах АЭС — так называемых систем диагностики состояния оборудования. Разработка и внедрение новейших средств контроля и диагностики оборудования в процессе эксплуатации сейчас является наиболее актуальной задачей для разработчиков оборудования и проектировщиков АЭС.

Имеющийся опыт подтверждает эффективность использования акустико-шумовой диагностики для контроля состояния главных циркуляционных насосов и другого оборудования первых контуров на многих отечественных АЭС. Накоплен определенный опыт внутриреакторного контроля с использованием диагностических систем, измеряющих "нейтронные шумы", уже широко используются телевизионные средства, ультразвуковой контроль и другие методы раннего выявления дефектов;

4) высокое качество изготовления и монтажа оборудования;

5) строгое и четкое научно-техническое нормирование всех вопросов создания и эксплуатации АЭС. Это обеспечит эффективную организацию контроля за безопасностью атомной энергетики.

Авария, происшедшая 26 апреля 1986 г. на Чернобыльской АЭС, явилась серьезным уроком для всех, кто связан с развитием атомной энергетики. Из этого урока надо сделать правильные выводы и принять необходимые меры, чтобы подобные аварии никогда и нигде не повторялись.

В целях повышения уровня руководства и ответственности за развитие ядерной энергетики, улучшения эксплуатации и повышения надежности и безопасности атомных электростанций страны в июле 1986 г. образовано общесоюзное Министерство атомной энергетики, призванное сыграть основную организующую и координирующую роль в объединении усилий всех заинтересованных организаций при решении назревших проблем дальнейшего развития советской атомной энергетики.

1.2. Развитие атомной энергетики СССР

Осуществление Энергетической программы СССР рассчитано на два этапа. На первом этапе, который завершится на рубеже 90-х годов, задачи надежного энергоснабжения народного хозяйства СССР будут решаться сохранением высоких уровней добычи нефти, быстрым увеличением объемов добычи и транспортировки сибирского газа в европейскую часть страны, ускоренным развитием атомной энергетики, интенсивным наращиванием добычи угля. На втором этапе, заканчивающемся на рубеже XX и XXI веков, энергетическая эффективность общественного производства будет повышаться нарастающими темпами на основе ускорения научно-технического прогресса в развитии новых энергетических технологий. В течение этого периода добыча газа достигнет максимального уровня, заданного Энергетической программой, а дальнейший прирост энергетических ресурсов будет обеспечиваться главным образом за счет производства атомной энергии, открытой добычи угля, а также использования возобновляемых источников энергии (рис. 1.1).

Уже на первом этапе в результате развития атомной энергетики намечено прекращение роста потребления органического топлива тепловыми электростанциями в

европейской части страны более чем вдвое и сокращение доли мазута в топливном балансе электроэнергетики. В последующий период атомная энергетика должна обеспечить основную часть прироста потребности народного хозяйства в электроэнергии.

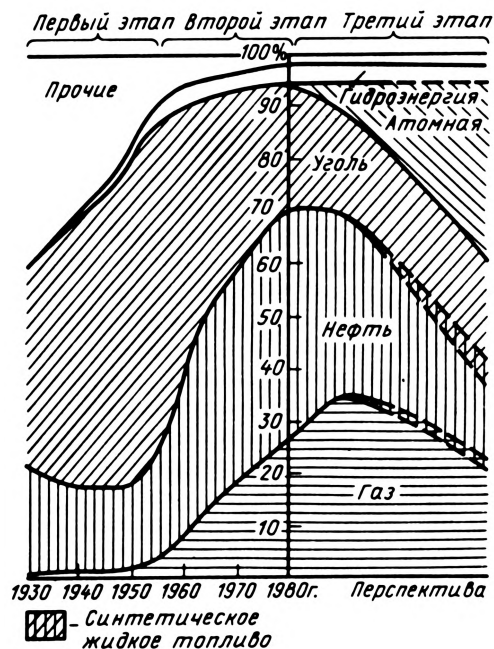


Рис. 1.1. Прогнозируемая ориентировочная структура топливно-энергетического баланса СССР на длительную перспективу

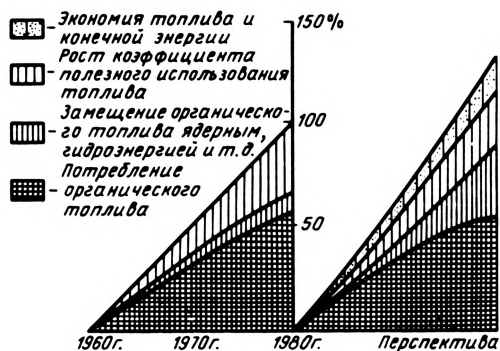


Рис. 1.2. Динамика потребления топливно-энергетических ресурсов

На рис. 1.2 приведена схема динамики роста потребления топливно-энергетических ресурсов СССР с указанием экономии, достигнутой за счет топливно-энергетических

ресурсов СССР, увеличения коэффициента полезного использования (КПИ) органического топлива, экономии расходования топлива и конечных преобразованных форм энергии, замещения органического топлива ядерным топливом, а также гидроэнергией и другими возобновляемыми источниками энергии по фактическим данным за период 1960–1980 гг. и расчетным данным по прогнозируемому долгосрочному периоду.

Долгосрочный прогноз развития энергетики СССР по гипотетической модели показывает необходимость роста энергопотребления вплоть до 2050 г. В единицах Q ($Q = 36$ млрд. т у.т.) в год он представляется следующим образом:

1975	2000	2020	2050
0,05*	0,09	0,11	0,12
0,05	0,12	0,18	0,23

Такое энергопотребление может быть обеспечено только при активной энергосберегающей политике как при потреблении конечной энергии (верхняя зона на рисунке), так и в процессах преобразования первичной энергии (вторая зона сверху). Только масштабное развитие атомной энергетики (третья зона) позволяет остановить рост потребления органического топлива (нижняя зона).

Роль атомной энергетики в совершенствовании топливно- энергетического баланса страны

Оценки целесообразного объема внедрения атомной энергетики в энергетику страны учитывают специфику атомной энергетики и условия обеспечения различных регионов нашей страны органическим топливом.

Характерной особенностью атомной энергетики является небольшое по массе количество потребляемого топливного сырья и в то же время повышенная сложность и капиталоемкость установок.

Основные особенности топливообеспеченности нашей страны состоят в том, что запасы сравнительно легко транспортируемого и сравнительно безвредного с эко-

логической точки зрения газожидкостного топлива хотя и велики, но ограничены. Рассчитывать на использование этого топлива в широких масштабах за пределами первых десятилетий следующего столетия нет оснований. Из органических топлив практически неисчерпаем в пределах следующего века уголь. Поэтому энергетика следующего столетия может быть по преимуществу угольной и атомной.

Однако расстояние от главных потребителей энергии, сосредоточенных в нашей стране в ее европейской части, до угольных баз, способных в требуемых масштабах поставлять топливо, измеряется несколькими тысячами километров. Транспорт угля дорог, что особенно существенно в связи с низкой калорийностью сибирских углей (за исключением Кузбасса). Кроме того, по мере роста масштабов углепотребления будут ужесточаться требования к качеству предварительной очистки топлива и очистки уходящих из топок котлов сернистых газов и других вредных соединений. Это серьезно увеличит удельные капиталовложения в установки, использующие уголь.

В европейской части страны нехватка газожидкостного топлива для производства электроэнергии должна целиком покрываться ядерными источниками энергии. В небольшой части дефицит в электроснабжении может покрываться передачей электроэнергии из азиатской части СССР в европейскую по линиям сверхвысокого напряжения.

Электроэнергия уже теперь стала традиционной продукцией ядерных энергетических установок. Действующие в нашей стране АЭС базируются, в основном, на реакторах двух типов: ВВЭР и РБМК. Это реакторы с тепловым спектром нейтронов, с легководным теплоносителем; их принято называть легководные реакторы (ЛВР). Кроме них в атомной энергетике проходят стадию промышленной эксплуатации два демонстрационных реактора на быстрых нейтронах: БН-350 и БН-600, где в качестве теплоносителя используется жидкий натрий, а деление урана и плутония производят быстрые нейтроны.

Сложная трехконтурная схема реакторов БН (натрий в первом и втором промежуточном контурах; вода и пар в третьем контуре), большой расход стали на его

* Верхние цифры соответствуют варианту стабилизации удельного энергопотребления.

сооружение удорожают реакторную установку и АЭС в целом и в настоящее время делают его экономические показатели существенно уступающими ЛВР по удельным капитальным затратам и по себестоимости производимой энергии, при низкой стоимости уранового топлива. Зато экономное использование природного урана благодаря высокому коэффициенту воспроизводства в таких реакторах несомненно приведет к увеличению их доли в энергопроизводстве будущего, когда ресурсы дешевого урана будут близки к исчерпанию. АЭС с реакторами БН из-за их повышенной стоимости должны будут нести базисную нагрузку. Не исключено применение их и для промышленного теплоснабжения в тех производствах, где потребность в тепле стабильна. Ввод реакторов БН вытеснит в полупиковую зону графика нагрузки более дешевые, но расходующие больше ядерного топлива ЛВР.

Поскольку затраты на транспортирование ядерного топлива ввиду его высокой калорийности относительно невелики, атомная энергетика в отличие от угольной не привязана к своим топливным базам. Размещение заводов по переработке отработавшего топлива также слабо связано с размещением ядерных реакторов. Затраты на доставку топлива на химические перерабатывающие заводы будут также незначительно влиять на стоимость энергии при любом географическом размещении реакторов. Поэтому расстояние от ядерных источников энергии до центров энергопотребления в европейской части страны определяется в основном факторами обеспечения требований и норм безопасности, охраны окружающей среды, наличием и стоимостью водных ресурсов для отвода сбросного тепла, стоимостью земельных ресурсов, отчуждаемых, например, для создания пруда-охладителя.

Должны также создаваться условия для отпуска от ядерных реакторов наряду с электроэнергией и других энергоносителей (горячей воды, пара, водорода и др.), что резко увеличивает системный эффект.

Итак, место атомной энергетики в топливно-энергетическом балансе (ТЭБ) страны — это покрытие прироста энергопотребления в европейской ее части с постепенным замещением газожидкостного топлива.

Атомная энергетика и централизованное теплоснабжение

АЭС довольно широко используются для отопления близлежащих поселков путем отпуска теплоты из нерегулируемых отборов паровых турбин. Создаются паровые турбины АЭС, позволяющие отбирать с высокой эффективностью тепло из последних ступеней турбины.

На АЭС мощностью 6 ГВт (эл.) с такими турбинами примерно 8000 МВт тепловой мощности могло бы быть использовано для отопительных нужд и горячего водоснабжения. При этом удельный недоотпуск электроэнергии в отопительный период не превышает $100\text{--}120 \text{ кВт} \cdot \text{ч}$ на $1 \text{ МВт} \cdot \text{ч}$ отбираемой теплоты.

Основная проблема — как доставить это тепло к крупным городам, отстоящим от АЭС на расстояние до 100 км и более. Для решения этой проблемы предусматривается создание специальных систем дальнего транспорта низкопотенциального тепла. Ведутся работы по хемотермическим системам этого назначения, в которых теплота от АЭС может быть передана в химически связанном виде, что может резко снизить затраты на ее транспорт.

Другой вариант централизованного теплоснабжения от ядерных энергоисточников — создание АТЭЦ — ядерных энергоблоков, имеющих турбины с регулируемыми отборами теплоты. К настоящему времени накоплен более чем 10-летний опыт эксплуатации первой в СССР АТЭЦ малой мощности с реактором ЭГП-6 (пос. Билибино), себестоимость тепловой энергии на которой в 2–2,5 раза ниже, чем на расположенных вблизи котельных на органическом топливе. Выработка на Билибинской АТЭЦ теплоты экономит около 230 тыс. т условного топлива. Намечено создание мощных АТЭЦ повышенной безопасности с реакторами типа ВВЭР-1000. Ведутся работы по промышленно-отопительным АТЭЦ с ВТГР.

Для ряда крупных городов Европейской части СССР намечено использование атомных станций теплоснабжения (АСТ), обладающих повышенной безопасностью и защищенностью от внешних воздействий. АСТ не нуждается, в отличие от АЭС и

АТЭЦ, в источниках охлаждающей воды, имеет более низкие параметры, отвод теплоты при естественной циркуляции и ряд других преимуществ. Первые двухблочные АСТ с корпусными водо-водяными реакторами мощностью по 500 МВт (тепл.) строятся в Горьком и Воронеже и вступят в строй в XII пятилетке.

В нашей стране разработаны также проекты высокотемпературных реакторов (ВТГР) с графитовыми замедлителями и гелиевыми теплоносителями.

В проектах ВТГР предусмотрена возможность и обоснована экономическая целесообразность обслуживания потребителей энергетической продукции разных видов: высокотемпературным теплом, средне- и низкотемпературным теплом, электроэнергией. К безопасности ВТГР предъявляются такие же требования, как и к безопасности прочих технологических установок.

Топливообеспечение атомной энергетики

Запасы урана в поверхностных слоях земной коры можно считать практически неограниченными. Практически неограниченны запасы урана, растворенного в воде Мирового океана. Однако с экономической точки зрения добыча урана из морской воды* дорога. Детально разработанных технологий нет, но оценки стоимости показывают, что извлечение 1 кг урана из морской или океанской воды вызовет затраты около 1000 руб., что превосходит более чем на порядок стоимость получения из урановых руд, добытых из недр земли.

При такой высокой стоимости урана его следует весьма эффективно и экономично использовать. Между тем коэффициент полезного использования урана в современных ЛВР с открытым топливным циклом очень низок, он составляет около 0,5%. При этом рудная слагаемая стоимости электроэнергии, вырабатываемой на ЛВР на уране, добытом из морской воды, при исчерпании более дешевых источников урана составила бы 3,7 коп./кВт · ч. При замыкании топливного цикла рудная слагаемая стоимости электроэнергии снизилась бы до 2,2 коп./кВт · ч, что соответствует уровню топливной составляющей стоимости электроэнергии для ТЭС на дальнепривозном угле, но для капиталоёмкой атомной энергетики неприемлемо.

Но ресурсы дешевого урана ограничены. Даже при замыкании топливного цикла ЛВР и увеличении глубины использования (выгорания) урана приблизительно до 1% дешёвый уран будет исчерпан приблизительно за такое же время, как и газообразное углеводородное топливо. Поэтому с течением времени атомная энергетика обязательно должна будет повышать коэффициент полезного использования своего топливного сырья — урана и в последующем, в свою очередь, тория. По мере этого повышения все более широкий круг ядерных топливных ресурсов будет становиться экономически доступным для атомной энергетики.

У атомной энергетики имеются уникальные возможности для повышения коэффициента использования топливного сырья в десятки раз. Однако дается это не даром, ядерная энергия дорожает, хоть и не так сильно, как это было бы, если бы не принимались меры к увеличению выработки энергии с килограмма добытого урана. Поэтому чем больше имеется дешевого урана, тем позже начнет дорожать энергия, получаемая в ядерных реакторах. Можно оценить верхний предел удорожания. Он определяется меньшей из двух величин: стоимостью энергии, вырабатываемой ЛВР с замкнутым циклом на уране из морской воды, и стоимостью энергии, вырабатываемой БН. Вторая величина меньше. Для АЭС, работающих в базисном режиме, это около 2,2 коп./кВт · ч.

Если бы АЭС с БН была не дороже АЭС с ЛВР, то вырабатываемая с помощью быстрого реактора, работающего в базисном режиме, электроэнергия стоила бы около 1,5 коп./кВт · ч, а при работе в полупиковом режиме — около 3 коп./кВт · ч. Эти значения оценивают нижнюю границу стоимости электрической энергии, получаемой на АЭС.

Верхняя граница стоимости ядерной энергии была бы точной, если бы к моменту исчерпания дешевого урана оказалось, что БН не в состоянии давать никакого избыточного плутония для ЛВР сверх того,

* Считается, что в морской и океанской воде растворен уран в количестве 3,3 мг на 1 м³.

что нужно для ввода новых БН. На самом деле развивающаяся система БН производит плутоний в избытке и этот избыток можно увеличить, совершенствуя реакторы практически без их удорожания.

Темп роста атомной энергетики будет определяться как достижениями в умень-

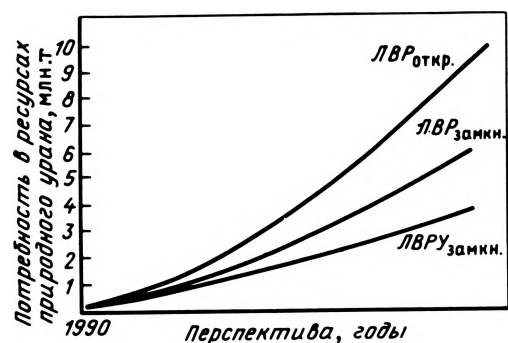


Рис. 1.3. Потребность атомной энергетики в уране без развития БН

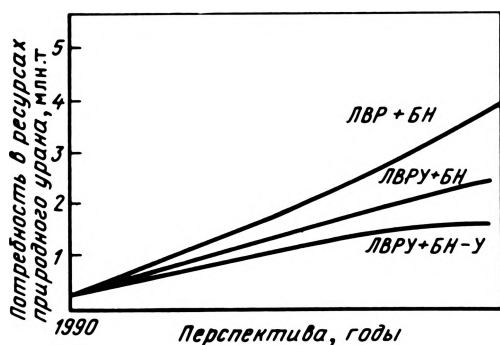


Рис. 1.4. Потребность ядерной энергетики в уране с учетом развития БН

шении энергоемкости технологий, так и тем, с какой скоростью будет дорожать газожидающее топливо в связи с исчерпанием относительно легкодоступных его ресурсов. Разведка запасов полезных ископаемых, в том числе газожидающего топлива и урана, обходится недешево, причем затраты тем больше, чем выше требования к точности оценки запасов. Достаточно детально разведываются лишь те месторождения, из которых предстоит добыча в ближайшие десятилетия.

Темп роста атомной энергетики влияет на момент ее перехода с экстенсивного (ЛВР) на интенсивный путь развития (ЛВРУ) с улучшенным воспроизводством

плюс БН. Ясно, что чем больше выработано ядерной энергии, тем больше сожжено ядерного топлива, тем больше, следовательно, добыто дешевого урана. Оказывает влияние и другой фактор. Он связан с важной особенностью атомной энергетики: ее топливные оборотные фонды уникально велики. Если для ТЭС на угле достаточен запас топлива для работы в течение нескольких недель, то ядерный реактор не может начать работать без некоторого минимума топлива. Практически начальная топливная нагрузка содержит запас энергии на несколько лет работы.

Вместе с топливом, находящимся во внешнем топливном цикле: в хранилищах отработавшего топлива, на транспортных средствах, на заводах химической переработки, обогащения, производства твэлов, — топливо активной зоны образует оборотный топливный фонд, количественно равный приблизительно десятилетней потребности в топливе (при замкнутом топливном цикле). Именно поэтому топливный баланс атомной энергетики весьма чувствителен к темпу ее роста.

Выработка энергии на АЭС к некоторому моменту времени определяет только ту часть интегральной потребности в топливе, которая связана с подпиткой работающих реакторов. Фактическая потребность в топливе заметно больше. Она зависит от установленной мощности АЭС, ибо для пуска каждого миллиона киловатт электрической мощности АЭС нужно добыть порядка 1000 т природного урана или наработать около 5 т искусственного делящегося материала (с изготовлением из них твэлов с топливом требуемого обогащения). Таким образом, интегральная добыча урана должна обеспечить в любой момент интегральную потребность в уране не к данному моменту, а приблизительно на десятилетие вперед.

На рис. 1.3 представлены прогнозируемые потребности атомной энергетики в уране без развития АЭС с реакторами-размножителями топлива на быстрых нейтронах. Потребность ядерной энергетики в ресурсах природного урана существенно зависит от степени его использования на атомных станциях. При прогнозируемом темпе развития ядерной энергетики суммарный расход природного урана при использова-

нии реакторов на тепловых нейтронах существующего типа соответствовал бы верхней кривой в случае открытого топливного цикла. При регенерации и рецикле отработавшего топлива (возврат в тепловые реакторы ^{235}U и плутония) темп расхода природного урана соответствовал бы средней кривой. При усовершенствовании ЛВРУ, за счет перехода на меньшее водно-урановое отношение, что может достигаться использованием более плотных видов топлива (например, металлический уран или его силицид), и/или переходом на более тесные решетки тепловыделяющих элементов расход природного урана сокращается (с учетом рецикла) примерно в 2 раза (нижняя кривая).

На рис. 1.4 приведены кривые роста потребностей в природном уране для развития тех же мощностей, что и указанные на рис. 1.3, с учетом развития реакторо-размножителей топлива на быстрых нейтронах (БН).

При сочетании сегодняшних ЛВР и быстрых реакторов размножителей типа БН (с КВ=1,3) в результате наработки в них плутония удастся снизить расход природного урана. Однако при небольшой доле БН (30–40%) расход урана существенно сократить не удастся. Замена ЛВР их усовершенствованным вариантом позволяет качественно изменить характер расхода урана (темп со временем падает). Более ускоренный переход атомной энергетики на самообеспечение топливом (прекращение добычи природного урана) может быть обеспечен при сочетании усовершенствованных ЛВР с быстрыми реакторами-размножителями, имеющими более высокую наработку избыточного плутония (КВ = 1,5) и меньшее время ($T \approx 1$ год) возврата его в топливный цикл (снижение оборотного топливного фонда). Такая стратегия позволяет избежать необходимости разработки месторождений с очень дорогим ураном.

Оптимизация структуры атомной энергетики

Атомная энергия должна отвоевывать себе место в конкурентной борьбе с энергией органического топлива и гидроэнергией, а в будущем, по-видимому, с возоб-

новляемыми энергоисточниками. Для базисной электроэнергии в настоящее время и в обозримом будущем граница размежевания между двумя видами топлив проходит приблизительно по Уралу.

Атомные электростанции уже сейчас более выгодны, чем угольные, в европейс-

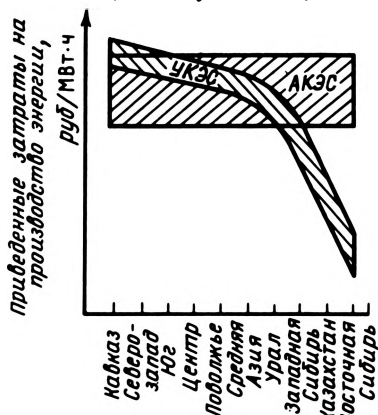


Рис. 1.5. Сравнительная конкурентоспособность по приведенным затратам атомных (АКЭС) и угольных (УКЭС) конденсационных электростанций в различных географических районах страны

кой части, Закавказье, южных районах Средней Азии, Дальнем Востоке. Общее представление о сравнительной эффективности АЭС и КЭС на угле дает рис. 1.5, сравнивающий удельные приведенные затраты на выработку электроэнергии при использовании ядерной энергии и угля восточных бассейнов. Нижняя линия удельных затрат на уголь соответствует показателям добычи канско-ачинского угля с использованием электропередачи постоянного тока на Урал и в европейские районы страны, а верхняя линия — показателям добычи и железнодорожного транспорта кузнецкого угля с производством электроэнергии в районах потребления. Горизонтальными линиями выделены практически одинаковые во всех районах удельные затраты на электроэнергию АЭС: нижняя соответствует использованию дешевого ядерного топлива и "оптимистическим" оценкам стоимости АЭС, а верхняя — возможному удорожанию ядерного топлива и вероятным оценкам затрат на АЭС.

В энергетике страны в перспективе прогнозируется снижение доли мощных энергоисточников на органическом топливе

(ОТЭС и ОКЭС), стабилизация доли гидравлических (ГЭС), увеличение доли специализированных маневренных (пиковых) энергоблоков: парогазовых (ПГУ) и газотурбинных (ГТУ) установок при резком наращивании вклада атомных энергоблоков различного типа.

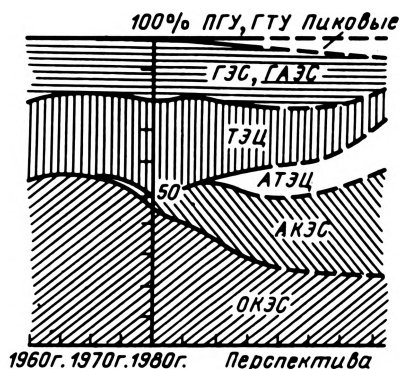


Рис. 1.6. Существующая (1980 г.) и перспективная структура электроэнергетики СССР

ные меры по аккумулярованию энергии и выравниванию нагрузок, так как при этом возрастает доля электроэнергии, выработанной в базисном режиме работы. В свою очередь сами меры по аккумулярованию энергии и выравниванию нагрузок становятся особенно выгодными, когда основными поставщиками электроэнергии являются АЭС различного типа (рис. 1.6).

Таким образом, соотношения между ядерными и неядерными компонентами топливно-энергетического комплекса (ТЭК) по разным видам энергии должны устанавливаться в результате оптимизации всей комплексной структуры ТЭК. Наглядной иллюстрацией этому служит показанное на рис. 1.7 влияние структуры атомной энергетики на масштабы замещающего органического топлива. Использование части мощностей атомной энергетики для выработки теплоты различного потенциала позволяет существенно сократить перевозки угля из Сибири в европейскую часть страны.

Результаты вариантных расчетов показывают, что если все планируемые мощности атомной энергетики использовать только для выработки электроэнергии (вариант I), то объемы перевозок угля через 25–30 лет могут возрасти в 3–4 раза. В том случае, когда часть мощностей (35–40%) направляется на теплоснабжение, объемы перевозок могут возрасти только в 1,2–1,3 раза.

Максимально возможный ввод БН — тоже не наилучшая стратегия развития ядерной энергетики. Наилучшую стратегию могут подсказать оптимизационные программы.

Гипотеза о быстром темпе развития атомной энергетики и малых запасах урана ведет к тому, что интенсивный ввод БН должен начинаться в самом начале следующего века, а через 25–30 лет они вытесняют в полупиковую зону графика нагрузки все ЛВР. При этом тепло среднего потенциала вырабатывают только АЭС. Это связано с тем, что строительство АТЭС привело бы к выработке ими части базисной электроэнергии и к соответствующему уменьшению доли БН в атомной энергетике.

При умеренном темпе развития атомной энергетики и больших запасах относительно дешевого урана наибольший эффект

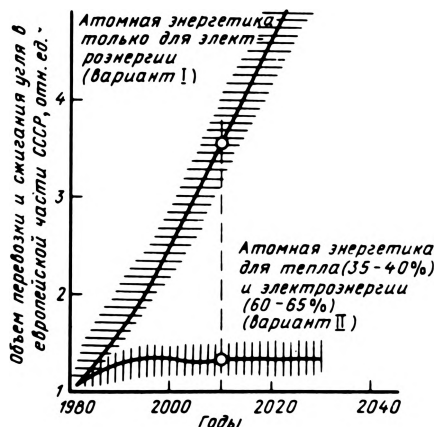


Рис. 1.7. Воздействие изменения структуры атомной энергетики по выработке тепловой и электрической энергии на потребности в трансрегиональных перевозках угля

При выработке электроэнергии в маневренном режиме АЭС пока не выдерживает конкуренции с ТЭС на газомазутном топливе на всей территории страны (кроме районов Крайнего Севера). Но со временем, по мере удорожания газожидающих топлив, и это положение изменится для европейской территории страны. Конкурентоспособность АЭС повышают различ-

достигается в том случае, если интенсивный ввод БН начинается после 2030 года. При этом ЛВР вырабатывают энергию как в маневренном, так и в базисном режимах. Тепло низкого и среднего потенциала для крупных потребителей вырабатывают АЭС, АТЭЦ, АСТ (рис. 1.8).

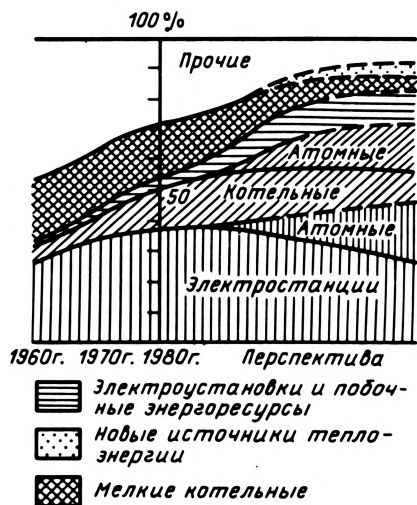


Рис. 1.8. Динамика структуры топливообеспечения выработки тепловой энергии

Рост атомного теплоснабжения может явиться одним из ключевых направлений дальнейшего совершенствования структуры источников тепловой энергии. Энергетической программой СССР предусмотрено максимально возможное использование ядерного топлива для централизованного отопительного и промышленного теплоснабжения путем создания атомных источников тепла различного типа: АСТ, АТЭЦ, а также атомных станций промышленного теплоснабжения (АСПТ) и атомных энерготехнологических станций (АЭТС).

В перспективе доля атомной энергетики в теплоснабжении СССР возрастет до 30–35%.

Взять на себя снабжение теплом мелких потребителей атомная энергетика пока не может: она к этому технически не готова. Но со временем, освоив ВТГР и организовав с их помощью конверсию метана и воды в смесь H_2 и CO , которую можно экономично транспортировать по трубопроводам на сотни километров, атомная энергетика, по-видимому, вытеснит конкурен-

тов и из этой крупной сферы энергопроизводства. Конвертированный газ можно (еще у потребителя) использовать в химических процессах получения водорода, аммиака, метанола и т.д., либо снова превращать в метан и водяной пар с выделением тепла в диапазоне температур до $600^\circ C$. В СССР контуры с передачей тепла в форме химически связанной энергии проходят экспериментальную проверку. Разработан проект АСДТ — атомной станции сверхдальнего теплоснабжения.

Высокотемпературные гелиевые реакторы (ВТГР) могут обеспечить не только дальнейшее теплоэнергообеспечение рассредоточенных потребителей с помощью хемотермических систем, но и служить основой для создания ядерно-технологических комплексов в энергоемких отраслях промышленности: химии, металлургии, нефтепереработке и др. В СССР ведутся работы, нацеленные на создание атомной энерготехнологической станции с ВТГР.

Проблемы усовершенствования ЯЭУ

Оптимальная структура атомной энергетики определяется не только условиями ее развития и требованиями, предъявляемыми со стороны народного хозяйства, но и технико-экономическими характеристиками ядерных энергетических установок (ЯЭУ). Проекты ЯЭУ ориентируются на определенные условия снабжения ядерным топливом, на определенные стоимости энергии.

Основная доля стоимости атомной энергии, вырабатываемой на АЭС, прежде всего зависит от удельных капиталовложений, главная проблема усовершенствования ЯЭУ любого типа — это уменьшение капитальной составляющей стоимости энергии при безусловном обеспечении высокой безопасности и надежности эксплуатации. Однако, если это уменьшение сопровождается существенным ухудшением топливоиспользования, то оно неприемлемо. Например, если кто-нибудь предложил удешевить БН в 1,5 раза, но при этом воспроизводство снизилось бы втрое, то такой реактор вряд ли нашел бы себе применение. С другой стороны, БН, даже вдвое более дорогой, чем ЛВР, может найти применение, если избыточная

наработка плутония (сверх собственной потребности) в нем будет вдвое выше, чем в существующих.

Большое значение имеет увеличение надежной работы оборудования и всех систем АЭС, позволяющих повысить среднегодовой коэффициент использования установленной мощности (КИУМ) и тем самым снизить капитальную составляющую себестоимости производимой энергии. При этом снижаются и эксплуатационные затраты, сокращаются ремонтный и обслуживающий персонал, уменьшаются случаи вынужденных остановок станции и работа на пониженной мощности.

К числу первоочередных задач улучшения топливоиспользования следует отнести увеличение глубины выгорания топлива на действующих реакторах посредством лучшего выравнивания профиля нейтронного поля по радиусу и высоте и уменьшения утечки нейтронов из активной зоны, т.е. увеличения производства плутония. Уменьшение утечки нейтронов может быть достигнуто, например, путем периодического перемещения выгоревшего топлива из центра на периферию активной зоны. При этом плотность тепловыделения вблизи центра реактора возрастает. Чтобы не возрос риск выхода тепловыделяющих ТВС из строя, необходимо увеличивать точность контроля и качество управления полем энерговыделения.

Большой экономический эффект в ближайшем будущем может быть получен в результате увеличения глубины выгорания за счет повышения начального обогащения топлива изотопом ^{235}U . В реакторах ВВЭР это должно сопровождаться и увеличением числа периодических перегрузок топлива за срок его пребывания в реакторе. Экономический эффект от увеличения глубины выгорания определяется в основном снижением удельных затрат на производство твэлов и ТВС, производство топлива, отнесенных на 1 кВт·ч выработанной энергии.

После замыкания топливного цикла ЛВР, которое оказывается выгодным, начиная с определенного уровня цены урана, зависящего от стоимости химической переработки облученного топлива и затрат на изготовление смешанного уран-плутониевого топлива, важнейшей задачей становится

увеличение коэффициента воспроизводства плутония. Чем он выше в реакторах на тепловых нейтронах, тем на больший срок отодвигается момент ввода реакторов БН и тем меньше их оптимальная доля, если АЭС с реакторами БН имеют высокую стоимость. Большое значение имеет и рост коэффициента воспроизводства топлива в реакторах БН, он также будет уменьшать их долю в структуре ядерной энергетики и, следовательно, удешевлять производимую АЭС энергию. Чтобы увеличить воспроизводство в ЛВР, быть может придется вернуться от глубокого выгорания к умеренному ради снижения потерь нейтронов в накапливаемых продуктах деления. Процесс совершенствования воспроизводства в ЛВР будет, по-видимому, длительным и пройдет несколько стадий.

Возможна замена диоксидного топлива более плотным силицидным; переход к уран-ториевому циклу; переход к тесным решеткам с диоксидным топливом. Каждый из этих способов имеет свои преимущества и недостатки, и советские ученые проводят исследования, которые помогут выбрать наилучший вариант или установить очередность их применения.

Преимущество первых двух способов состоит в том, что не требуется вносить изменения не только в конструкцию реактора, но и в конструкцию ТВС. Коэффициент воспроизводства может быть увеличен от 0,55 до 0,7. Начальная загрузка в случае применения плотного топлива увеличивается, а при переходе на уран-ториевый цикл даже несколько уменьшается. Основной недостаток силицидного топлива — недостаточно высокая стойкость в воде. Как показали испытания этого топлива на реакторе МР, повышение стойкости связано с усовершенствованием технологии изготовления топливного материала, с уменьшением допусков на содержание компонентов.

Главный недостаток уран-ториевого цикла — повышенная радиоактивность топлива вследствие накопления в нем ^{232}U . Жесткое излучение этого радионуклида затрудняет как химическую переработку отработавшего топлива, так и, главным образом, изготовление твэлов. Широкое применение на предприятиях ядерного топ-

ливного цикла роботов и других средств автоматизации технологических процессов уменьшит влияние вида топлива (^{235}U , ^{239}Pu , ^{233}U) на стоимость его переработки.

Дальнейшее увеличение коэффициента воспроизводства потребует как изменения конструкции ТВС, так и изменения конструкции реактора ВВЭР. Введение боковых и торцевых экранов, замена борного регулирования механическими регуляторами из тория — все это позволит существенно повысить коэффициент воспроизводства в ВВЭР.

Переход к тесным решеткам с диоксидным топливом на ВВЭР имеет то преимущество, что сохраняется технология изготовления топлива. Конечно, уран-плутониевое топливо в силу высокой токсичности плутония требует полной изоляции работников от обрабатываемого материала. Но удорожание производства в этом случае может быть не таким большим, коэффициент воспроизводства может быть повышен до 0,7 и более. Однако это повышение сопровождается существенным ростом начальной загрузки. Это является главным недостатком данного пути совершенствования топливного цикла ЛВР. Разумеется, конструкция активной зоны ВВЭР претерпевает заметные изменения. Становится целесообразным применение вытеснителей воды для регулирования спектра нейтронов между перегрузками топлива.

Современные натриевые быстрые реакторы имеют однородную активную зону с диоксидным топливом. Наибольший коэффициент воспроизводства достигнут в отечественном реакторе БН-600. Он составляет 1,35. Незначительное изменение конструкции этого реактора и частичное применение металлического топлива позволяет повысить коэффициент воспроизводства до 1,55.

Активную зону со смесью диоксидных и металлических твэлов называют гетерогенной.

В настоящее время в Советском Союзе проектируется реактор БН с гетерогенной активной зоной.

Повышение эффективности сжигания урана при совершенствовании ЯЭУ должно сопровождаться и ростом устойчивости реактора к авариям.

Перспективы дальнейших исследований и разработок

К середине следующего столетия в Советском Союзе, по-видимому, завершится переход от использования по преимуществу химических топлив к преобладанию ядерной энергетики. Вероятные контуры энергетики будущего можно наметить уже сегодня. Длительное время, до конца следующего века и несколько далее уголь будет сохранять за собой прочные позиции во многих районах Сибири. Атомная энергетика будет многоотраслевой, т.е. будет производить разные виды энергетической продукции. В ней в некоторой определенной пропорции будут представлены относительно дорогие реакторы на быстрых нейтронах и относительно дешевые реакторы на тепловых нейтронах. Коэффициент воспроизводства в реакторах на быстрых нейтронах будет поднят до значений не ниже 1,5, а в тепловых реакторах не ниже 0,8.

Реальная картина может оказаться несколько иной. Все зависит от результатов научных и инженерных разработок, которые проводятся в настоящее время и будут продолжаться далее.

Среди перспективных реакторных концепций и примыкающих к ним концепций производства делящихся материалов вне реакторов делятся достойны упоминания следующие: применение реакторов на быстрых нейтронах с другими видами теплоносителей; применение реакторов на тепловых нейтронах с жидким ядерным топливом; применение реакторов на тепловых нейтронах с тяжеловодным замедлителем; производство делящихся материалов в термоядерных реакторах синтеза, при подземных термоядерных взрывах, на электро-ядерных установках с ускорителями протонов или дейтронов и на установках мезонного катализа.

Реакторы на быстрых нейтронах, охлаждаемые гелием высокого давления, обещают дать более высокий коэффициент воспроизводства, чем получается при охлаждении жидким натрием. Однако стоимость этих реакторов может оказаться значительно более высокой, чем реакторов БН с натриевым теплоносителем.

Реакторы на быстрых нейтронах как с газовым, так и с "туманным" (пароводяным) теплоносителем, могут лишь частично изменить структуру атомной энергетики (если, разумеется, их конструкции окажутся удачными). Они лишь потеснят или вытеснят реакторы БН с жидкометаллическим теплоносителем. То же относится к установкам для производства делящихся материалов с применением термоядерных источников энергии, ускорителей или мезонного катализа.

С помощью программ оптимизации развития атомной энергетики проявляется: гибридные термоядерные реакторы (ГТЯР) при определенных условиях вытесняют из ее структуры реакторы на быстрых нейтронах.

Частичному изменению может подвергнуться структура атомной энергетики, если тяжеловодные реакторы (ТВР) окажутся экономичнее ЛВР с усовершенствованным топливным циклом. Коэффициент воспроизводства 0,8 достигается в ТВР при относительно низких нагрузках делящихся материалов. Но эти реакторы имеют два недостатка: они требуют дополнительных затрат на тяжелую воду и в них достигается относительно невысокая глубина выгорания, в результате увеличиваются затраты на химическую переработку и изготовление топлива на единицу выработанной энергии.

Иначе представляются перспективы применения жидкотопливных или жидкосолевых реакторов, например на основе фтористых солей с уран-ториевым циклом. Эти реакторы в определенной степени универсальны и могли бы найти применение, если будет доказана их полная безопасность и экономичность.

Жидкие соли могут использоваться и в реакторах с графитовыми твэлами (типа ВТГР) как теплоносители, чему может способствовать низкое давление в таких системах при высоких температурах.

В заключение отметим, что на ядерную энергию можно полагаться, как на надежный источник энергии разных видов, имеющий прочную топливную базу и способный гибко реагировать на меняющуюся конъюнктуру. Существующие типы реакторных установок должны и могут совершенствоваться в отношении повышения их

надежности и безопасности, а также удешевления и улучшения полезного использования ресурсов урана.

1.3. АЭС с реакторами на быстрых нейтронах. Проблемы и перспективы

Исследования перспектив атомной энергетики показывают, что если она будет основана только на тепловых реакторах, ее ожидает то же положение, которое предсказывается и для традиционной энергетики на органическом топливе: наступление дефицита дешевого топлива, причем примерно в одно и то же время — где-то на рубеже приближающегося столетия.

Выход из положения известен: необходимо развивать атомную энергетику с использованием реакторов на быстрых нейтронах (быстрых реакторов), которые обладают уникальным свойством расширенного воспроизводства делящегося ядерного топлива из неделящихся нуклидов. Сырьевая база атомной энергетики по сравнению с использованием только тепловых реакторов в этом случае увеличивается во много десятков раз, что решает проблему снабжения топливом на ближайшие столетия.

Возможность расширенного воспроизводства ядерного топлива в быстрых реакторах была предсказана еще в 40-е годы. По существу это была умозрительная экстраполяция от тепловых к быстрым реакторам на основании имевшихся тогда скудных экспериментальных ядерно-физических данных, т.е. параметров взаимодействия быстрых нейтронов с веществом. Вскоре развернулись работы, направленные на то, чтобы подтвердить или отвергнуть высказанное предположение. Следует обратить внимание на то, что эти работы начались до пуска Первой в мире АЭС, когда не была еще доказана возможность создания АЭС вообще. Однако важность задачи уже тогда диктовала целесообразность затраты средств на решение вопроса о возможности расширенного воспроизводства ядерного топлива. По существу это соответствует требованию научно-технического прогресса переходить к работам по новому этапу, не дожидаясь окончания преды-

дущего, иначе темпы прогресса будут недостаточно высокими. Твердая убежденность была получена в конце 50-х годов, когда было установлено, что коэффициент воспроизводства в быстрых реакторах может быть больше единицы. Это означало, что быстрые реакторы в принципе позволяют использовать весь добываемый уран, а не в основном его делящийся нуклид ^{235}U , как это происходит в тепловых реакторах.

На следующем этапе целью явилось определение технической осуществимости промышленных быстрых реакторов. Речь шла главным образом не просто о создании быстрых реакторов большой мощности, а таких промышленных быстрых реакторов, которые удовлетворяли бы определенным требованиям и прежде всего с точки зрения экономичности топливного цикла: плотность тепловыделения 500–1000 кВт/л объема активной зоны, глубина выгорания 10% тяжелых ядер за кампанию и выше.

АЭС с быстрыми реакторами и окружающая среда

Важным вопросом для оценки перспектив применения АЭС с быстрыми реакторами является сравнительная оценка воздействия их, а также всего топливного цикла, связанного с быстрыми реакторами, на окружающую среду.

Известно, что атомная энергетика вообще является наиболее чистой в экологическом смысле энергетикой. Она не расходует кислород из атмосферы и не сбрасывает в окружающую среду в огромных количествах экологически вредные продукты сгорания. Теперь посмотрим, различается ли воздействие на окружающую среду топливных циклов тепловых и быстрых реакторов.

Определяющее влияние на экологию в любом ядерном топливном цикле оказывают размеры отходов при добыче ядерного топлива. И в этом отношении быстрые реакторы обладают несомненным преимуществом перед тепловыми реакторами. Для АЭС с быстрыми реакторами объемы пустой породы от добычи урана и сбросы хвостов гидрометаллургического производства

в 100 раз меньше, чем для АЭС с тепловыми реакторами. Как следствие этого для хранения хвостов и пустой породы в топливном цикле быстрых реакторов требуется в 100 раз меньшие площади, чем в топливном цикле АЭС с тепловыми реакторами.

Большое значение для охраны окружающей среды имеет такое свойство быстрых реакторов, как их способность перерабатывать отвалы обедненного (по изотопу ^{235}U) урана от обогатительного производства и превращать их во вторичное ядерное топливо для АЭС.

Отходы от переработки отработавшего топлива на единицу тепловой энергии примерно одинаковы для АЭС с быстрыми и тепловыми реакторами. Но на единицу выработанной электроэнергии они существенно меньше для АЭС с быстрыми реакторами, поскольку их коэффициент полезного действия выше. По этой же причине АЭС с быстрыми реакторами оказывают меньшее влияние на окружающую среду в месте расположения АЭС, поскольку они сбрасывают меньшее количество тепла через градирни в атмосферу или в водоемы.

Выбор натрия в качестве теплоносителя

С самого начала работ по быстрым реакторам была ориентация на использование натрия в качестве теплоносителя для отвода тепла из активной зоны. Вода, как известно, непригодна как теплоноситель для быстрых реакторов по своим ядерно-физическим свойствам. Натрий же обладает хорошими теплофизическими качествами и приемлемыми ядерно-физическими характеристиками. Кроме того, при использовании натрия достигается большой выигрыш в КПД по сравнению с реакторами, охлаждаемыми водой. Некоторое время рассматривалась также возможность использования эвтектики натрия–калия. Но она хуже по теплофизическим свойствам и, как показал опыт, менее технологична, чем натрий. В итоге приступили к разработке совершенно новой промышленной технологии использования натрия в качестве теплоносителя. Задача была решена в короткий срок. Во всяком случае, было показано,

что на пути создания широкомасштабной промышленной технологии натрия нет каких-нибудь принципиальных трудностей.

В свое время выбор непривычного теплоносителя — натрия — для быстрых реакторов вызывал опасения из-за высокой химической активности натрия при его взаимодействии с водой и кислородом воздуха, которое, как полагали, может неблагоприятно проявиться в аварийных ситуациях. В действительности оказалось, что благоприятная радиационная обстановка на АЭС с быстрыми натриевыми реакторами в значительной мере определяется свойствами теплоносителя. С одной стороны, высокая температура кипения натрия ($\sim 900^\circ\text{C}$) позволяет иметь небольшое давление натрия в контурах, что практически исключает его утечки из контуров. С другой стороны, установлено, что натрий обладает способностью удерживать продукты деления (кроме инертных радиоактивных газов, для которых допустимые нормы по сбросам существенно слабее), образующиеся от поверхностного загрязнения твэлов или выделяющиеся из твэлов при их разгерметизации в процессе работы. Эти продукты переносятся натрием в систему очистки, где и захватываются так называемыми холодными ловушками. Ловушки периодически заменяются новыми, а загрязненные захораниваются вместе с продуктами деления.

Одной из проблем эксплуатации ядерных реакторов считается обращение с тритием. Проведенный предварительный анализ его источников в быстрых реакторах, кинетики распространения его по контурам, местам возможной концентрации и путям перехода в окружающую среду показал, что при нормальной эксплуатации АЭС ни в рабочих помещениях, ни вблизи АЭС не возникает радиационно опасной обстановки. В значительной степени проблема трития решается при помощи тех же холодных ловушек: тритий, поступив в натриевый теплоноситель, образует с ним тритиды, которые в большей части осаждаются в холодных ловушках. Для холодных ловушек второго контура допустима регенерация для восстановления их работоспособности. При этой операции необходимо соблюдать осторожность, чтобы не допустить выбросов скопившегося в них трития.

Данные эксплуатации АЭС с реактором БН-350, работающей в г. Шевченко, свидетельствуют о том, что при тепловой мощности 750 МВт выброс инертных радиоактивных газов в атмосферу составляет около $3 \cdot 10^8$ Бк/сут ($8 \cdot 10^{-3}$ Ки/сут) и аэрозолей — около $3,7 \cdot 10^5$ Бк/сут (10^{-5} Ки/сут), т.е. на несколько порядков ниже допустимой нормы.

Среднесуточные выбросы инертных радиоактивных газов от АЭС с реактором БН-600, находящейся в пос. Заречном (Свердловская область), при тепловой мощности реактора 1470 МВт составляют не более $3 \cdot 10^{11}$ Бк (8,1 Ки), что в 60 раз ниже допустимого среднесуточного выброса. Активность аэрозольных выбросов находится на уровне фоновых значений.

За время эксплуатации реакторов БН-350 и БН-600 не было никаких чрезвычайных ситуаций. Вообще, быстрые реакторы не уступают по безопасности тепловым реакторам АЭС. У них, как было выше отмечено, отсутствует высокое давление в первом и втором контурах (из-за большого запаса у натрия по температуре до кипения), поэтому нет утечек теплоносителя, радиоактивные коммуникации заключены в страховочные кожухи и т.п.

Развитие разработок и опыт эксплуатации быстрых реакторов в СССР

В начале 60-х годов, когда началась разработка первого промышленного быстрого реактора БН-350, уже работал экспериментальный быстрый реактор с натриевым охлаждением БР-5 в Обнинске. Его тепловая мощность была всего 5 МВт, а проектная тепловая мощность БН-350 составляла 1000 МВт. Следует отметить, что это был крупный шаг вперед, который отвечал общим требованиям научно-технического прогресса, требованиям интенсивного развития атомной энергетики. Параметры БН-350 были умеренными: температура теплоносителя, рабочего тела (пара) и давление были приняты невысокими. Это было сделано преднамеренно, так как одной из главных задач реактора являлось определение влияния масштабного фактора на эксплуатационные характеристики подоб-

ных систем, избегая при этом каких-либо дополнительных трудностей.

Почти одновременно начались работы по созданию энергетического опытного реактора БОР-60, рассчитанного на высокие параметры, но сравнительно малой тепловой мощности (60 МВт). Нужно было

БН-600. Реактор БН-600 (рис. 1.9) имеет более высокую теплонапряженность топлива и температуру теплоносителя, мощность энергоблока с этим реактором такова, что позволяет приблизиться к основным показателям будущих серийных быстрых реакторов. В нем использована интегральная

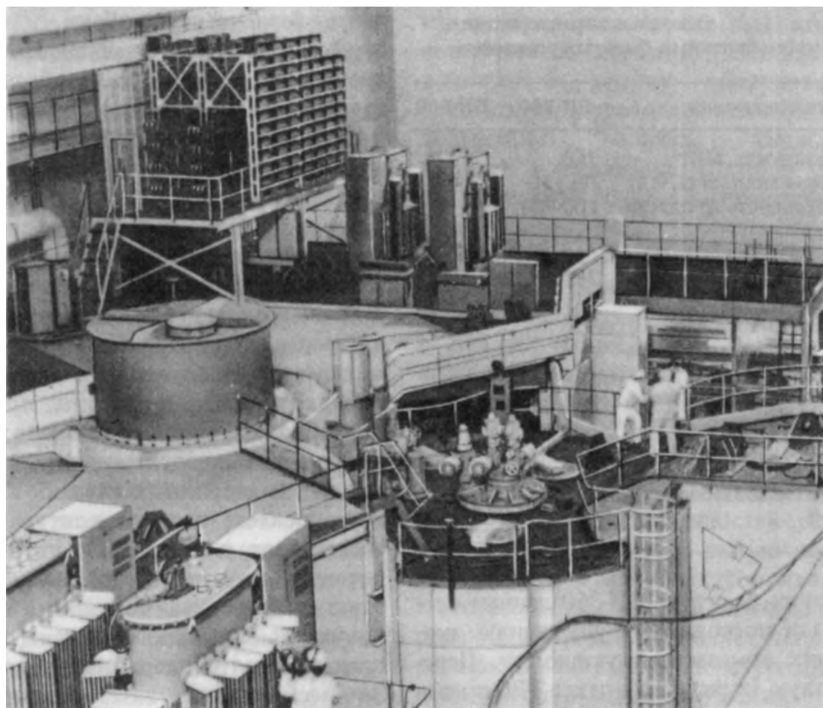


Рис. 1.9. Центральный зал реактора БН-600

изучить влияние большой теплонапряженности топлива, высокой температуры теплоносителя и других факторов на эксплуатационные характеристики элементов и узлов быстрых реакторов, различных вариантов твзлов, определить разумные запасы в технических параметрах и проверить многие инженерные решения, принятые в конструкциях технологического оборудования (парогенераторах, насосах и др.). С применением быстрого реактора БОР-60 была разработана и сооружена в НИИАР атомная электростанция электрической мощностью 12 МВт с парогенераторами и турбиной на высокие параметры пара ($p = 9,0$ МПа; $t = 430$ °С). Опытная АЭС с БОР-60 введена в эксплуатацию в 1969 г.

Несколько ранее началась разработка

компоновка реакторного блока в отличие от петлевой компоновки реактора БН-350.

Реактор БН-350 начал работать на мощности в июне 1973 г., БН-600 — в апреле 1980 г. Накоплен большой опыт эксплуатации этих двух заметно различающихся и по конструкции, и по теплофизическим характеристикам ядерно-энергетических установок. Основные характеристики этих реакторов приведены в табл. 1.3.

Прежде всего следует отметить, что физические параметры, такие как критическая масса, распределение тепловыделения по активной зоне, кинетические, теплофизические и гидродинамические характеристики, соответствуют расчетным. Основные технические параметры также отвечают

проектным, за исключением мощности БН-350, номинальное значение которой было принято несколько ниже первоначально запроектированного из-за опасений за работу парогенераторов.

Уточнение нейтронно-физических характеристик и другие полученные в процессе

Таблица 1.3. Основные характеристики опытно-промышленных быстрых реакторов

Характеристика	БН-350	БН-600
Тепловая мощность, МВт	750	1470
Электрическая мощность, МВт	До 130	600
Производительность по дистиллятору, т/сут	100 000	—
Температура натрия, °С:		
на входе в реактор	285	355
на выходе из реактора	435	545
Давление перегретого пара, МПа	4,5	12,7
Максимальная глубина выгорания топлива, % т.л.:		
в зоне малого обогащения	6,3	5,2
в зоне большого обогащения	7,9	7,1
Цикл между перегрузками, эф. сут	75	100
Коэффициент использования мощности, %	88	72

эксплуатации реактора БН-350 данные способствовали постоянному улучшению экономических показателей установки. Переход на новую марку стали чехла ТВС позволил повысить выгорание в зоне большого обогащения с 5 до 7,9% тяжелых ядер. Постепенно увеличилась мощность установки — до 750 МВт (тепловых), удлинился межперегрузочный период — с 55 до 75 эф. сут, повысился коэффициент использования мощности — до 88%.

Параллельно проводились усовершенствования, улучшающие безопасность установки, в частности по созданию при охлаждении реактора условий для гарантированного возникновения естественной циркуляции натриевого теплоносителя во втором контуре.

На обоих реакторах, БН-350 и БН-600, без замены эксплуатируются промежуточные теплообменники, приводы СУЗ, механизмы перегрузки, поворотные пробки, холодные ловушки. Незначительные кавитационные повреждения обнаружались в районе переливных отверстий рабочего колеса главных циркуляционных насосов (ГЦН)

реактора БН-350 после 50 тыс. ч эксплуатации. Этот узел был усовершенствован.

На реакторе БН-600 наблюдались резонансные вибрационные явления при работе ГЦН, которые затем были ликвидированы.

Оборудование натриевого тракта (за исключением парогенераторов) работало почти безотказно в обоих реакторах. По существу отказы и внеплановые остановки происходили, главным образом, из-за третьего (пароводяного) контура.

В системах электрообогрева не отмечено ни одного опасного дефекта.

Качество натрия контролируется периодически с помощью пробкового индикатора и отбора проб. Основными источниками загрязнения натрия во время нормальной эксплуатации являются: воздух, проникающий в контур во время ремонтных и перегрузочных операций; примеси кислорода и азота в аргоне, применяемом для подпитки газовых объемов; продукты коррозии конструкционных материалов; тритий. В аварийных случаях в натриевый теплоноситель второго контура может попадать вода, а в первый контур — осколки деления и топливо. Штатные средства очистки: холодные довушки и графитовые ловушки, как показал опыт, вполне достаточны для поддержания чистоты натрия. За весь период эксплуатации реактора БН-350 было три случая утечки натрия из второго контура в рабочие помещения. Суммарное количество натрия не превышало 30 л, серьезных последствий эти утечки не вызвали.

Как на БН-350, так и на БН-600 имели место протечки воды в натрий и соответственно выход из строя отдельных секций парогенераторов. Имевшиеся неплотности явились результатом развития дефектов или, точнее, зародышей дефектов в месте сварки, которые из-за их малости не могли быть обнаружены средствами заводского контроля. Важно было то, что скорость развития дефекта при достижении некоторого его критического значения становилась большой. Поэтому были применены специальные системы ранней диагностики таких дефектов. Это также накладывало определенные требования в отношении четкости и оперативности действий персонала. Отметим, что выход из строя парогенера-

торов не приводил и не мог привести к каким-либо непоправимым последствиям. Случаи отказа парогенераторов как на том, так и на другом реакторе происходили в начальный период эксплуатации, по существу в период эксплуатационной отбраковки. В дальнейшем парогенераторы работали без замечаний. Тем не менее продолжают работы по повышению их надежности, а лучше сказать, по повышению степени неуязвимости в отношении как дефектов при изготовлении, так и возможных ошибок и неправильных действий персонала при эксплуатации. Здесь имеются определенные пути и возможности для решения задачи путем конструктивных улучшений и использования более подходящих материалов для труб.

Ресурс твэлов реактора БН-600 и соответственно глубина выгорания пока еще ниже запланированных. Здесь сказываются некоторые принципиальные причины, характерные для условий работы твэлов в быстрых реакторах, в том числе и те, которые не были известны. Определенные ограничения в настоящее время дает явление вакансионного распухания конструкционных материалов под действием интенсивных потоков быстрых нейтронов.

Задача дальнейшего повышения ресурса твэлов решается прежде всего подбором и разработкой соответствующих конструкционных материалов. Имеются все основания рассчитывать на возможность существенного (в несколько раз) повышения ресурса. Однако проведение исследований и в особенности натурных испытаний связано с большими затратами времени. Да и послереакторные исследования в горячих лабораториях, как правило, трудоемки и длительны. Все это вынуждает принимать меры для существенного расширения фронта работ.

В твэлах ранней конструкции реактора БН-350 имелся совершенно недостаточный свободный объем, из-за чего к концу кампании давление газов под оболочкой доходило до 14 МПа. Это было причиной появления значительного количества негерметичных твэлов, роста активности газа в баке реактора, увеличения концентрации цезия в контуре. В отдельных случаях активность цезия превышала в 10 раз активность ^{22}Na . При этом герметичный первый

контур надежно удерживает все радиоактивные вещества.

Однако опыт показывает, что могут возникать незначительные утечки газа из газовой полости реактора во время его работы на мощности: при операции замены топлива в реакторе газовая полость реактора сообщается с помещениями перегрузки и, следовательно, это приводит к соответствующей перетечке активности; при осмотрах и ремонте оборудования первого контура увеличивается мощность доз, возрастают выбросы радиоактивных веществ в атмосферу. Поэтому эксплуатация активной зоны с негерметичными твэлами недопустима.

Переход на унифицированную с реактором БН-600 конструкцию твэлов существенно облегчил условия их работы в БН-350; более чем в 10 раз снизилось число случаев разгерметизации твэлов.

Осуществляется программа по опытной транспортировке и переработке отработавшего топлива обоих реакторов.

Следует отметить влияние некоторых конструктивных особенностей реакторной установки БН-600 на ее работоспособность.

Применение для электроприводов ГЦН этого реактора широкого диапазона регулирования оборотов позволяет легко обеспечивать одинаковый температурный режим в неидентичных гидравлических условиях различных петель, например при отключении в какой-либо петле одной или нескольких секций парогенератора.

За все время эксплуатации парогенераторов не было случаев протечек в испарителях. Однако в пароперегревателях имели место несколько случаев нарушения межконтурной плотности. Поэтому полностью оправдалось применение модульной концепции парогенераторов, так как при этом выявилась возможность отключения аварийной секции без отключения петли, продолжения эксплуатации петли без снижения ее мощности, и наконец, подключения отремонтированной петли без остановки реактора.

Хорошо зарекомендовало себя оборудование, обеспечивающее перегрузку реактора.

Повышение выгорания топлива в реакторе БН-600 до 10–12% является главной задачей. Несмотря на то, что средний зазор

между ТВС (2,4 мм) в нем больше, чем в БН-350 (2 мм), максимальное выгорание топлива в БН-600 несколько ниже, что объясняется более сильным формоизменением ТВС ввиду более высокой температуры натриевого теплоносителя и кожу-ха ТВС.

В процессе эксплуатации реактора БН-600 имели место случаи разгерметизации твэлов с выделением газообразных продуктов и отмечалось появление запаздывающих нейтронов. При этом максимальная активность реакторного газа достигала 10^9 Бк/л ($3 \cdot 10^{-2}$ Ки/л), а активность цезия $1,5 \cdot 10^8$ Бк/л ($4 \cdot 10^{-3}$ Ки/л).

Для снижения радиоактивных выбросов предусмотрена система очистки реакторного газа, а также возможность выдержки его в специальных емкостях с целью распада основных радиационно опасных изотопов.

Подводя итоги, можно сказать, что техническая осуществимость энергетических промышленных быстрых реакторов является ныне убедительно доказанной. Опытно-промышленные реакторы БН-350 и БН-600 продемонстрировали возможность успешного практического решения основных инженерных проблем создания работоспособной активной зоны и оборудования натриевых контуров. Многолетняя эксплуатация показала возможность надежной и безаварийной работы АЭС с быстрыми реакторами. Выявлены достоинства и недостатки, ограничения и резервы, что позволило наметить основные конструктивные решения для будущих серийных быстрых реакторов.

Определены две основные технические задачи, над которыми надо работать, чтобы осуществить дальнейшее улучшение эксплуатационных характеристик быстрых реакторов: повышение ресурса и глубины выгорания топлива в активной зоне и увеличение надежности парогенераторов.

Экономическая конкуренция с реакторами на тепловых нейтронах и демонстрация высокого коэффициента воспроизводства не являлись главными задачами на этом этапе, хотя им также уделялось определенное внимание. Основные цели этого периода успешно достигнуты. Практически доказано, что быстрый натриевый реактор является более простым и надежным в

эксплуатации по сравнению с тепловыми реакторами.

Теперь предстоит преодолеть главные трудности при переходе к серийному строительству реакторов на быстрых нейтронах: уменьшить капитальные затраты на строительство АЭС, повысить выгорание топлива и осуществить в промышленном масштабе замкнутый топливный цикл, т.е. добиться существенного улучшения экономических показателей АЭС с быстрыми реакторами.

Реактор БН-800.

Переход к серийному строительству АЭС с быстрыми реакторами

Реактором переходного типа на пути к массовому строительству является реактор БН-800 (рис. 1.10). В этом реакторе в значительной мере использованы научно-технические идеи и конструктивные разработки предшественника — реактора БН-600 (табл. 1.4). Для этого реактора за основу принята традиционная гомогенная зона со смешанным оксидным уран-плутониевым топливом с коэффициентом воспроизводства 1,3–1,4. Для изготовления такого топлива для первых быстрых реакторов может быть использован плутоний различного изотопного состава, нарабатанный в тепловых реакторах.

Повышение мощности с 600 до 800 МВт достигается за счет увеличения объема активной зоны: ее высоты и диаметра. Чтобы достичь более высокого по сравнению с существующим выгорания топлива (до 10% т.я.), зазор между ТВС увеличен до 5 мм. В реакторе будут три зоны с различным соотношением плутония и урана (три зоны обогащения).

Количество органов управления, которые объединяются в две независимые системы управления реактором, увеличено до 30.

Сокращение толщин радиальной радиационной защиты и боковой зоны воспроизводства позволило разместить активную зону реактора БН-800 без увеличения диаметра бака. Улучшение гидравлики первого контура дало возможность сохранить поперечные размеры промежуточных теплообменников (ПТО) и главных циркуляционных насосов такими же, как и в реак-

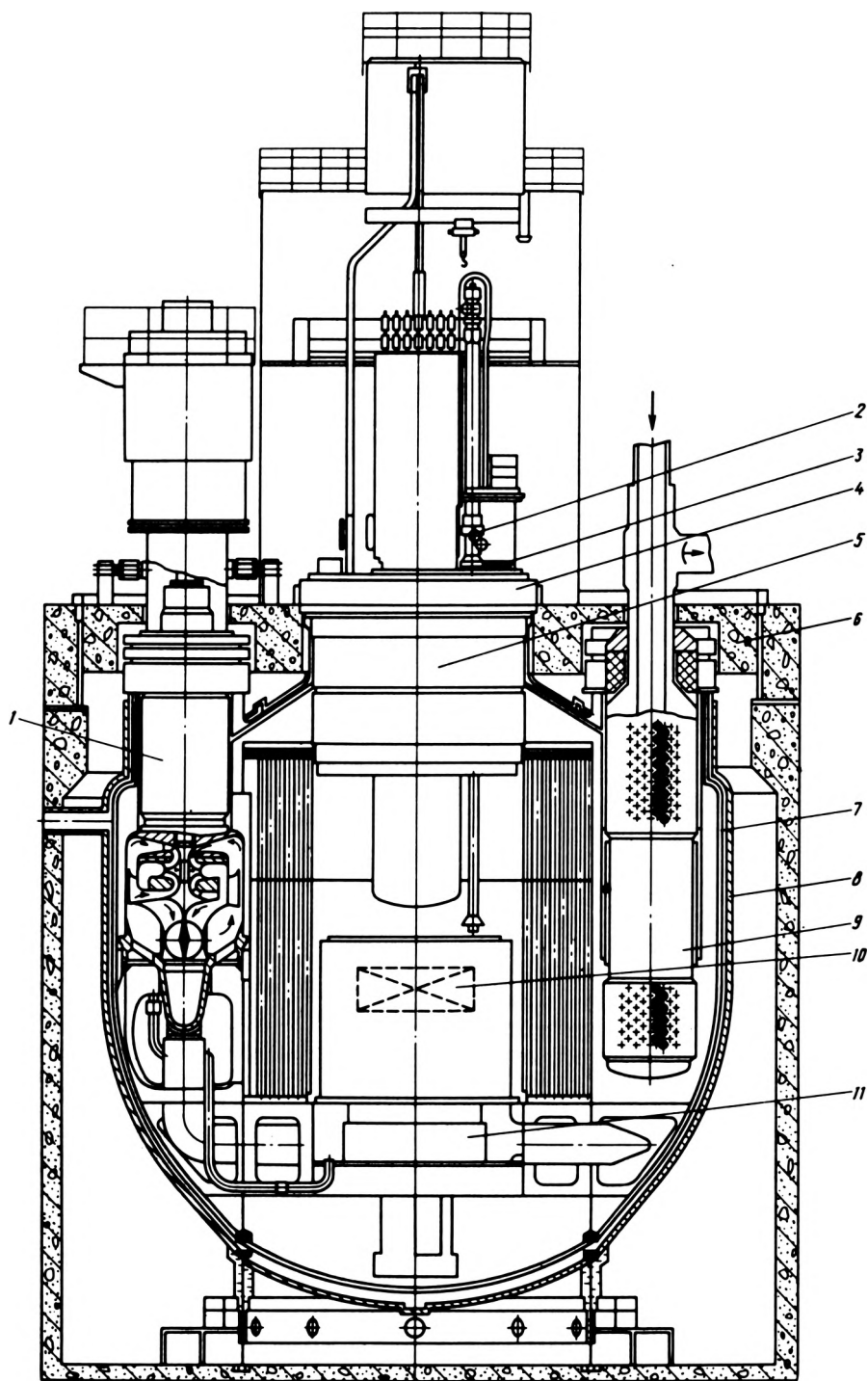


Рис. 1.10. Реактор БН-800 (сечение по насосу и теплообменнику):

1 – главный циркуляционный насос; 2 – механизм перегрузки; 3 – малая поворотная пробка; 4 – большая поворотная пробка; 5 – центральная поворотная колонна с механизмами СУЗ; 6 – верхняя неподвижная защита; 7 – корпус; 8 – страховочный корпус; 9 – теплообменник; 10 – активная зона; 11 – напорная камера

торе БН-600. Подогрев теплоносителя в реакторе БН-800 увеличен до 193 °С.

Внесены изменения в конструкцию корпуса реактора и ряда внутрикорпусных устройств. В систему внутриреакторной перегрузки ТВС введена третья (малая) поворотная пробка, что позволяет использо-

Т а б л и ц а 1.4. Основные характеристики промышленных реакторов

Характеристика	БН-800	БН-1600
Тепловая мощность, МВт	2100	4200
Электрическая мощность, МВт	800	1600
Количество петель	3	4
Температура натрия первого контура, °С:		
на входе в реактор	354	354
на выходе из реактора	547	547
Расход теплоносителя первого контура, т/ч	31 000	62 000
Температура натрия второго контура, °С:		
на входе в парогенератор	505	505
на выходе из парогенератора	310	310
Расход теплоносителя второго контура через один парогенератор, т/ч	10 000	15 000
Температура питательной воды на входе в парогенератор, °С	210	210
Температура пара на выходе из парогенератора, °С	490	490
Давление пара на выходе из парогенератора, МПа	13,7	13,7
Время между перегрузками, эф. сут	120	150

вать один механизм перегрузки ТВС, в то время как в реакторе БН-600 используются две поворотные пробки и два внутриреакторных механизма перегрузки. Имеются некоторые другие изменения в конструкции внутриреакторного оборудования, а также транспортно-технологического тракта, по которому происходит перегрузка ТВС. Однако принцип перегрузки топлива сохранен прежним. Свежее топливо поступает в барабан свежих сборок, из которого через передаточный бокс подается в активную зону реактора. Отрабатывшие ТВС вначале перегружаются во внутриреакторное хранилище, в котором выдерживаются до следующей загрузки свежего топлива. После такой выдержки отрабо-

тавшие ТВС перегружаются в барабан отработавших сборок, охлаждаемый натрием, откуда они поступают поочередно на отмывку от остатков натрия, после чего помещаются на хранение в водный бассейн.

Во втором контуре диаметр натриевых трубопроводов сохранен равным 800 мм и для того, чтобы увеличить почти в 1,5 раза расход теплоносителя, пришлось разработать новый циркуляционный насос второго контура. Однако сохранена система плавного регулирования оборотов насоса, что повышает энергетическую эффективность ядерной энергетической установки в целом в разных режимах эксплуатации.

Испаритель и пароперегреватель изготавливаются из перлитной стали 10Х2М. От применения натрия для промежуточного перегрева пара перешли к перегреву паром из отборов турбины. Температура натрия на входе в парогенератор снижена до 505 °С.

На АЭС с реактором БН-800 используется одна турбина.

Введение в СССР в действие новых "Общих положений обеспечения безопасности атомных станций при проектировании, сооружении и эксплуатации" привело к необходимости пересмотра ряда технических решений, использованных при проектировании реактора БН-600.

Для реактора БН-800 предусмотрены: система управления быстрым вводом стержней аварийной защиты, состоящая из двух независимых комплектов, каждый из которых управляет сбросом всех стержней; резервный щит управления, позволяющий осуществить остановку реактора при невозможности управления им с основного щита;

возможность наложения двух независимых сопутствующих отказов активных элементов безопасности;

меры локализации максимальной проектной аварии и ограничения ее последствий;

проектная величина вероятного землетрясения 5 баллов и максимального расчетного землетрясения 6 баллов по 12-балльной шкале.

Труднее всего оказалось удовлетворить требованию иметь несколько каналов аварийного расхолаживания, так как на реакторе имеется всего один турбогенератор и все петли теплосъема связаны по пароводя-

ному оборудованию. Поэтому были предусмотрены системы аварийного расхолаживания через вспомогательные теплообменники натрия—воздух, подключенные параллельно каждому парогенератору по второму контуру.

В 1986 г. была проведена дополнительная экспертиза действующих быстрых реакторов и проектов реакторов БН-800 и БН-1600 на предмет дальнейшего повышения их надежности и безопасности.

Программа и перспективы дальнейшего развития АЭС на быстрых реакторах

Программа работ в СССР предусматривает наряду со строительством реакторов БН-800 разработку более мощных реакторов следующего поколения — БН-1600 на натриевом теплоносителе.

При определении дальнейшей программы развития быстрых реакторов нужно учитывать их будущие экономические показатели. Экономика в конечном счете — это всегда последний, окончательный критерий целесообразности масштабного развития того или иного направления. Конечно, невозможно с помощью экстраполяции экономических показателей действующих ныне АЭС с быстрыми реакторами с большой точностью определить экономическую эффективность будущих больших серийных промышленных быстрых реакторов. Но можно уже сейчас сказать, что быстрые реакторы проигрывают тепловым той же мощности по удельным капиталовложениям, которые ориентировочно повысятся на 30–40%.

Топливная составляющая стоимости электроэнергии для быстрых реакторов в развитой энергетике с замкнутым топливным циклом, наоборот, должна быть меньше, поскольку топливо в них воспроизводится с большей интенсивностью, чем в тепловых реакторах. В отношении топливной составляющей оценки менее достоверны, поскольку пока нет опыта промышленной переработки отработавшего топлива. Но можно, по-видимому, сделать вывод, что при существующих ценах на природный уран выигрыш в топливной составляющей (по сравнению с тепловыми реак-

торами) не может компенсировать проигрыш по удельным капитальным затратам. В перспективе, по мере того как стоимость природного урана будет расти, соотношение в стоимости будет все больше и больше улучшаться в пользу быстрых реакторов. В какой-то момент произойдет инверсия, быстрые реакторы окажутся экономически более выгодными, чем тепловые. Нельзя назвать точной даты этой инверсии. Нужно, однако, обратить внимание на то, что срок службы АЭС большой, 30–50 лет. С учетом этого экономически целесообразно широко включать быстрые реакторы в программу атомной энергетики до того, как наступит момент экономической инверсии. Следует отметить, что есть немалые возможности снижения удельных капитальных затрат быстрых реакторов. Быстрые реакторы имеют высокий КПД, почти на 30% выше, чем тепловые. Это большое преимущество. Поэтому нет никакого смысла повышать их тепловые параметры. Особенно целесообразно увеличивать единичную мощность блока, так как удельные капитальные затраты при этом уменьшаются. Быстрые реакторы с натриевым теплоносителем позволяют повышать мощность блока, поскольку они компактны и не имеют высокого давления в первом контуре. Можно уже сейчас говорить о технологической возможности создания быстрых реакторов мощностью 2000 МВт (эл.) и выше. Таким образом, правильнее сопоставлять быстрые и тепловые реакторы не одинаковой мощности, а тех мощностей, которые доступны для промышленной технологии изготовления в данный период времени. Наконец, есть возможность дальнейшего совершенствования и упрощения паропроизводящих установок с быстрыми реакторами, включая отказ от промежуточного контура, обогрева основных коммуникаций и т.п.

Следует, однако, заметить, что хотя мощности блоков, вероятно, будут расти, пока нельзя рассчитывать на укрупнение единичной мощности парогенераторов. Сейчас на АЭС с реактором БН-600 применяется модульный принцип, основанный на использовании многих секций (модулей) сравнительно небольшой мощности. При выходе из строя модуль отключается без остановки реактора и во время очеред-

ного планово-предупредительного ремонта заменяется новым. Модульный принцип вполне себя оправдал, и его нужно использовать в дальнейшем как гарантию повышенной надежности.

Проблемы воспроизводства вторичного ядерного топлива в быстрых реакторах

Коэффициент воспроизводства больше единицы — это принципиальная грань, которая отделяет возможности полного использования всего добываемого урана от частичного. Требование к величине коэффициента воспроизводства вытекает из необходимости самообеспечения топливом развивающейся атомной энергетики.

Требуемый темп воспроизводства на разных этапах развития атомной энергетики должен быть различным. На начальном этапе не обязательно исходить из необходимости самообеспечения топливом, поскольку плутоний, накапливаемый в тепловых реакторах, можно будет использовать для подпитки вновь вводимых быстрых реакторов. Однако если потребуются, чтобы быстрые реакторы сразу заняли значительное место в атомной энергетике, то темп воспроизводства должен быть большим. Надо отметить, что плутоний наиболее ценен тогда, когда он используется в быстрых реакторах. Сжигать его в тепловых реакторах явно нецелесообразно, так как именно плутоний, накопленный в них, будет нужен для первого этапа, этапа ускоренного наращивания мощностей быстрых реакторов. Возможно также, что для первоначальной загрузки вновь вводимых АЭС с быстрыми реакторами придется использовать и обогащенный уран, если темп ввода мощностей окажется большим. Нужно учесть, что существующие определенные мощности по получению обогащенного урана для тепловых реакторов, после того как атомная энергетика перейдет к преимущественному применению быстрых реакторов, можно будет использовать и для быстрых реакторов, которые будут работать некоторое время в конвертерном режиме.

Быстрые реакторы могут обеспечить необходимый для атомной энергетики темп развития в режиме самообеспечения топли-

вом. Возможно также, что от них потребуются вырабатывать дополнительный плутоний для других энергетических установок, например для тепловых реакторов, не работающих в базовом режиме.

Темп воспроизводства определяется прежде всего коэффициентом воспроизводства и удельным тепловыделением, т.е. удельной мощностью на единицу массы закладываемого в реактор топлива. Последнее задается в основном возможностями теплосъема в активной зоне, допустимой теплонапряженностью твэлов и не превышает 1000 кВт/кг топлива.

Коэффициент воспроизводства в существенной степени зависит от вида топлива. Когда началась разработка быстрых реакторов, то ориентировались на использование уран-плутониевого металлического топлива. Однако вскоре стали очевидными и трудности, присущие металлическому топливу: распухание, или так называемый свелинг урана и опасное взаимодействие металлического топлива с оболочкой твэлов. Пришлось от него временно отказаться и перейти на менее выгодное с точки зрения коэффициента воспроизводства топливо — оксидное. При этом за счет эффекта замедления нейтронов на кислороде и уменьшения плотности топлива произошло большое снижение коэффициента воспроизводства.

Важной задачей, в том числе и с точки зрения повышения темпа воспроизводства, является увеличение глубины выгорания топлива. Чем больше глубина выгорания, тем большая часть вновь образующегося за ту же кампанию плутония сжигается и соответственно ускоряет процесс воспроизводства. При этом экономится время внешнего топливного цикла, уменьшаются объемы химической переработки и изготовления твэлов.

В настоящее время все промышленные быстрые реакторы в СССР и за рубежом ориентированы на использование оксидного топлива. Но работы по металлическому урану не прекращались, и сейчас видно, что есть уверенность в достижении необходимых параметров твэлов с металлическим топливом. Таким образом, использование в активной зоне металлического топлива позволит увеличить избыточную годовую наработку топлива в 2—2,5 раза.

Благодаря этому может быть удовлетворена любая потребность в топливе в будущем. Если все же по каким-либо причинам переход на металлическое топливо задержится, а потребность в топливе возрастет, то можно будет использовать принцип гетерогенной (гибридной) активной зоны, т.е. одновременное использование в активной зоне твэлов как с оксидом, так и с металлом.

В быстрых реакторах осуществим также бриддерный режим и с вовлечением тория, однако параметры воспроизводства при этом будут более низкими, чем в случае уран-плутониевого цикла.

Говоря о топливном цикле, следует отметить, что для переработки отработавших твэлов разработана экстракционная технология. Ее, по-видимому, будут применять на первом этапе развития быстрых реакторов. В дальнейшем по мере отработки возможно применение неводной технологии. Такая технология открывает большие возможности для укорочения внешнего топливного цикла, здесь нет ограничений по ядерной безопасности, отходы сразу получаются в твердом виде. Возможно, что неводная технология не позволит достичь достаточно высокой степени очистки. Но с точки зрения физики это и не требуется, ибо сечения поглощения быстрых нейтронов в осколках сравнительно малы. Потребуется дистанционное обращение с топливом. Но ведь и собственная активность рециркулированного плутония будет настолько большой, что дистанционное обслуживание все равно будет необходимо. Кроме того, большой масштаб производства твэлов в будущем обязательно потребует его автоматизации, что, естественно, согласуется с дистанционным управлением.

Быстрые реакторы и централизованное теплоснабжение

Очевидна целесообразность применения быстрых реакторов для выработки не только электроэнергии, но и тепла для промышленных нужд. По существу успешный опыт многоцелевого применения быстрых реакторов уже продемонстрирован на примере реактора БН-350. Значительная часть вырабатываемой им тепловой

энергии используется для опреснения морской воды. Дальнейшему развитию работ в этом направлении благоприятствует обстоятельство, что на АЭС с быстрыми реакторами производится высокопотенциальное тепло — свыше 500 °С. Для некоторых промышленных технологий это вполне приемлемо. Заметим также, что промышленное использование быстрых реакторов с постоянной нагрузкой равносильно работе в базовом режиме, наиболее благоприятном с экономической точки зрения и обеспечивающем наибольшую нагрузку дополнительного плутония.

1.4. Строительство АЭС по унифицированным проектам

В конце 50-х — начале 60-х годов в СССР начали строить первые промышленные АЭС: Белоярскую с канальными уран-графитовыми реакторами и Нововоронежскую с корпусными реакторами типа ВВЭР. На Белоярской АЭС в 1963 и 1967 гг. были пущены в работу энергоблоки мощностью 100 и 200 тыс. кВт; на Нововоронежской АЭС в 1964 г. было закончено строительство первого энергоблока с реактором водо-водяного типа мощностью 210 тыс. кВт, а в 1969 г. — второго энергоблока мощностью 365 тыс. кВт. Эти два блока послужили прототипами для проектирования и строительства серийных типовых энергоблоков ВВЭР-440 единичной мощностью 440 тыс. кВт.

Первый и второй энергоблоки этой серии были установлены на Нововоронежской АЭС и пущены в работу соответственно в 1971 и 1972 гг. Затем блоки с ВВЭР-440 были установлены на первых очередях Ровенской, Армянской и Кольской АЭС.

Вторым этапом в строительстве энергоблоков типа ВВЭР является начало строительства в 1972 г. пятого энергоблока на Нововоронежской АЭС электрической мощностью 1 млн. кВт, который пущен в эксплуатацию в 1980 г.

С использованием накопленного опыта спроектированы и построены первые очереди Южно-Украинской и Калининской АЭС с энергоблоками 1 млн. кВт.

Накопленный опыт проектирования и строительства АЭС с реакторами ВВЭР-1000

позволил начать строительство мощных серийных АЭС с этими реакторами.

Параллельно со строительством АЭС с реакторами ВВЭР в Советском Союзе осваивались проектирование, строительство и эксплуатация АЭС с реакторами РБМК-1000.

В 1967 г. начато строительство Ленинградской АЭС им. В.И. Ленина с четырьмя энергоблоками общей мощностью 4 млн. кВт. Эта головная АЭС с реакторами типа РБМК-1000 была введена на полную мощность в 1981 г.

Строительство Ленинградской АЭС послужило основой для проектирования и строительства подобных АЭС, оборудованных реакторами типа РБМК-1000, — Курской, Чернобыльской, Смоленской, а затем Игналинской, где устанавливаются энергоблоки с реакторами типа РБМК-1500 единичной электрической мощностью по 1,5 млн. кВт.

Строительство многоблочных современных АЭС является сложным процессом, базирующимся на более совершенных проектных решениях, на прогрессивной технологии сооружения, монтажа и организации работ. Первое поколение АЭС строили по индивидуальным проектам, которыми предусматривалось на основных объектах, таких как реакторное отделение и спецкорпус, использование только монолитных конструкций. Современные АЭС строятся по унифицированным проектам. На них в широких масштабах применяют сборные и сборно-монолитные конструкции, которые позволяют вести строительство индустриальными методами.

Основными факторами сокращения сроков строительства и трудозатрат на строительных работах при сооружении АЭС являются:

внедрение поточного метода строительства специализированными подразделениями;

применение индустриальных конструкций повышенной заводской готовности, позволяющих значительно сократить объем доводочных и отделочных работ в процессе монтажа и после монтажа;

применение крупноблочного монтажа строительных конструкций;

широкое внедрение комплексной механизации строительно-монтажных работ, в

том числе применение бетононасосов для укладки бетона, специальных кранов большой грузоподъемности, экскаваторов, бульдозеров, средств малой механизации и других механизмов.

Строительство АЭС по унифицированному проекту с установкой на них однотипного оборудования позволяет организовать поточное сооружение энергоблоков.

В результате этого отдельные специализированные участки и подразделения строительно-монтажных организаций выполняют однотипную работу на каждом энергоблоке, что намного сокращает сроки и трудоемкость их сооружения.

В настоящее время прорабатываются предложения по строительству нескольких однотипных серийных АЭС методом регионального потока. Так, предварительные проработки поточного строительства Запорожской АЭС, совмещенного с сооружением Чигиринской АЭС, не только сокращают сроки и трудозатраты на строительство, но и обеспечивают большую экономию затрат.

В чем состоят главные преимущества поточного строительства АЭС?

Повышается производительность труда. Специализированные подразделения, переходя с одного энергоблока на другой, выполняют на них аналогичную работу, в результате чего уменьшаются трудозатраты.

Сокращаются сроки строительства за счет ликвидации потерь времени при переходе строительства от одного блока к другому.

Улучшается использование стройбазы, механизмов, машин и приспособлений.

Ускоряется освоение капитальных вложений, а значит, повышается экономическая эффективность строительства в целом.

По предварительным расчетам внедрение поточного метода на строительстве Запорожской АЭС мощностью 6 млн. кВт обеспечит сокращение сроков и трудозатрат не менее чем на 30% по сравнению со строительством АЭС не по поточной технологии.

Примером широкого применения индустриализации работ, которые выполняются специализированными подразделениями, является сооружение Запорожской АЭС. Эта АЭС является головной, строящейся по унифицированному проекту, разработанному проектным институтом "Атом-

теплоэлектропроект". По этому проекту ведется строительство серии АЭС с ВВЭР-1000, в том числе Балаковской, Ровенской, Крымской, Ростовской, Хмельницкой и др.

В унифицированном проекте серийной АЭС с ВВЭР-1000 принята моноблочная компоновка: каждый энергоблок (реактор, парогенераторы, турбины, генератор) размещен в отдельном здании главного корпуса. Моноблочная компоновка АЭС позволяет организовать строительство ряда АЭС на принципе регионального потока.

Организация поточного строительства энергоблоков требует чтобы: строительство велось по унифицированным проектам, без изменений в чертежах на последующих энергоблоках; проектирование и строительство АЭС велось на полную мощность без разбивки по очереди, с постоянным временным шагом ввода энергоблоков; оборудование, материалы, конструкции, механизмы, транспорт и т.д. поступали на площадку строго по графику и в объемах согласно проекту организации строительства (ПОС); оборудование и строительные конструкции имели высокую степень заводской готовности при высоком качестве изготовления.

При этих условиях строительство может осуществляться индустриальным методом с применением высокой степени механизации работ.

Безусловно, необходимо иметь нормальную укомплектованность строительно-монтажных организаций рабочими и инженерно-техническим персоналом в соответствии с ПОС.

Строительство должны вести специализированные подразделения на повторяющихся однотипных работах энергоблоков АЭС. Опыт строительства показывает, что работы, лежащие на критическом пути сетевых графиков, должны выполняться в три смены и должны планироваться по скользящему графику.

Большое влияние на производительность труда строителей и монтажников имеет оплата труда по прогрессивной системе.

Унифицированный проект — это основа для создания единой технологии строительного производства однотипных АЭС. Он определяет планирование экономических и других производственных показателей, возможность внедрения однотипных методов

производства работ и средств механизации. Унифицированные проекты дают возможность применить передовую технологию при изготовлении основного оборудования АЭС на заводах-поставщиках, а также производство строительных конструкций большой заводской готовности, что в целом способствует уменьшению сроков строительства, трудоемкости и улучшению качества работ.

Для индустриализации и ускорения строительства серии АЭС с реакторами ВВЭР-1000 Минэнерго СССР сооружает несколько атомэнергостроительных комбинатов, которые представляют собой специализированные заводы, изготавливающие специальные строительные конструкции по возведению реакторных отделений и спецкорпусов АЭС.

Особенность унифицированного проекта Запорожской АЭС заключается в том, что оболочка, обстройка и другие технологические системы реакторного отделения размещены на одной фундаментной плите коробчатой железобетонной конструкции.

Стены фундаментной части и обстройки реакторного отделения формируются из объемных армоблочных железобетонных блок-ячеек, которые при стыковке не требуют устройства "мокрого" стыка, а поверхности плит не требуют штукатурки. Железобетонная блок-ячейка представляет собой пространственную конструкцию, собираемую из плоских железобетонных плит, изготовленных в специальной опалубке (рис. 1.11).

В процессе монтажа между плитами вставляют арматурные каркасы, после чего образующиеся полости заполняют бетоном.

Сборность конструкций стеновых ограждений при таком проекте достигает 95% площади стен, количество типоразмеров плит — 60. Общая поверхность сборного железобетона в здании реакторного отделения составляет 5700 м².

Перекрытия выполняются ребристыми железобетонными панелями шириной до 3 м. В процессе монтажа панели устанавливаются ребрами вверх и опираются на железобетонные стеновые ячейки, после чего на них укладываются дополнительные арматурные каркасы перекрытия, которые стыкуются с арматурными каркасами стен.

Для устройства перекрытий разработано 20 типоразмеров плит. Уровень сборности перекрытий составляет 80% общей его площади.

Герметичная защитная оболочка реакторного отделения представляет собой цилиндр из железобетона диаметром 45 м, высотой

В реакторном отделении второго энергоблока степень блочности монтажа герметичной зоны также была увеличена. Защитная оболочка, включая купол, смонтирована из 27 крупных блоков вместо 84, предусмотренных проектом. Масса одного монтажного блока купола составила 220 т.

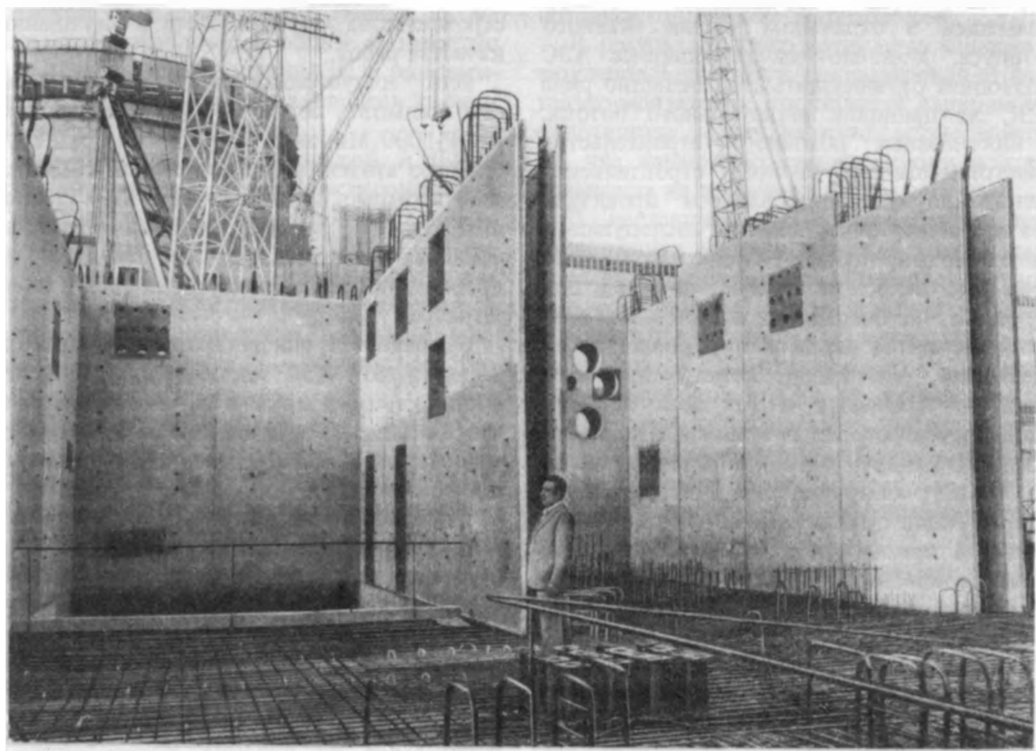


Рис. 1.11. Монтаж железобетонных блок-ячеек на Запорожской АЭС

54 м, перекрытый пологим сферическим куполом. Для обеспечения плотности внутренней поверхности оболочки облицовывается металлическими стальными листами толщиной 8 мм.

При строительстве Запорожской АЭС кроме базы стройиндустрии на стройплощадке была построена мощная стройбаза стоимостью ~14 млн. руб., где оборудование и конструкции укрупнялись в крупногабаритные тяжеловесные блоки.

Так, в реакторном отделении первого энергоблока для внутренней герметизации перед монтажом было собрано в блоки 1776 т конструкций, для защитной оболочки — 2006 т и транспортного коридора — 190 т, причем по сравнению с проектом масса блоков была увеличена в 2 раза.

Цилиндрическая часть оболочки реактора смонтирована из 12 укрупненных строительных блоков размерами 12 × 33,7 м, массой по 120 т (рис. 1.12).

Для выполнения монтажа строительных конструкций крупными блоками институтом "Атомэнергостройпроект" была спроектирована соответствующая схема механизации возведения главного корпуса. На главном здании были установлены основные механизмы: два крана СКР-3500 и два крана СКР-2200, а позднее башенный кран К-10000 датской фирмы "Кролл", обеспечивающий максимальную грузоподъемность — до 240 т (рис. 1.13).

Укладку монолитного бетона вели с помощью бетононасосов.

Кроме того, на площадке Запорожской

АЭС построены комбинат специальных строительных конструкций, домостроительный комбинат и завод котельно-вспомогательного и нестандартного оборудования.

Индустриальные методы ведения работ специализированными подразделениями привели к сокращению сроков строитель-

тельством Запорожской АЭС имело 13 спецучастков и Управление по монтажу конструкций. Сооружение реакторных отделений велось восемью сбалансированными потоками.

Внедрение всех перечисленных мероприятий при поточном сооружении первого

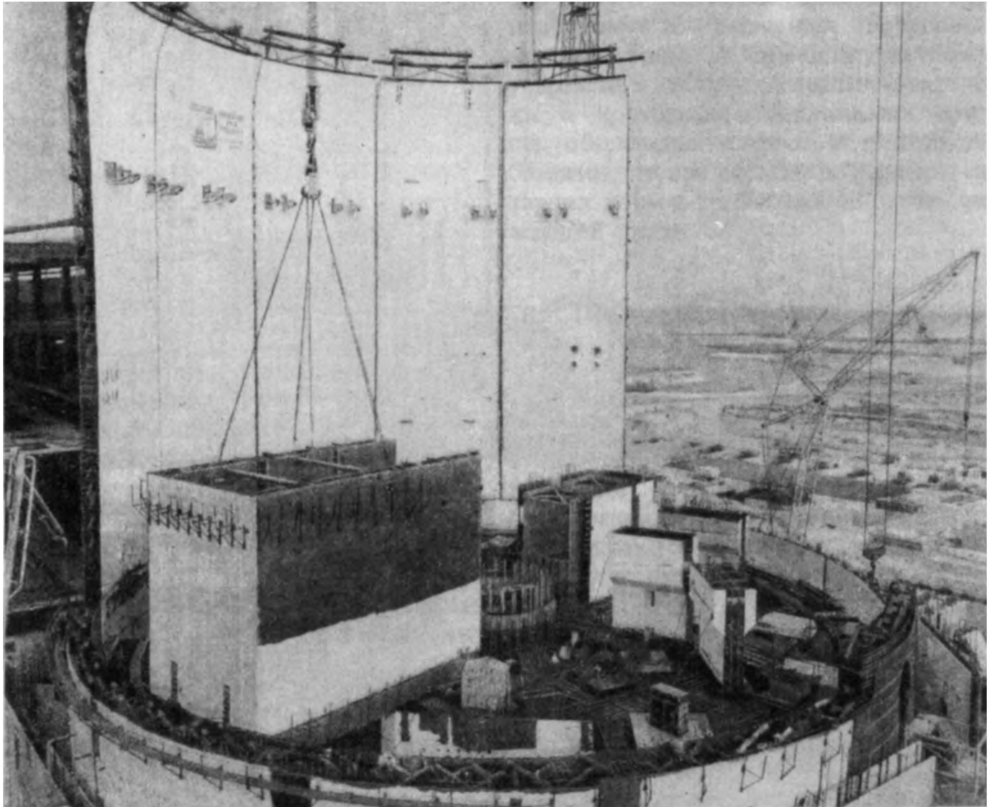


Рис. 1.12. Монтаж строительных блоков бассейна выдержки и цилиндрической защитной оболочки реакторного отделения на Запорожской АЭС

ных работ на основных объектах Запорожской АЭС (примерно на 25%) и прежде всего на реакторном отделении, от продолжительности возведения которого в конечном счете зависят сроки сооружения всего энергоблока.

Большое влияние на ускорение работ оказала специализация.

На сооружении энергоблока работало 18 специализированных подразделений, кроме того, внутри каждого подразделения выполнения работ специализировались по отдельным участкам. Так, Управление

энергоблока Запорожской АЭС позволило сократить сроки и удельные трудозатраты на 25–30% по сравнению с первым энергоблоком Южно-Украинской АЭС такой же мощности.

Аналогичные мероприятия по усовершенствованию строительства атомных электростанций были проведены на Курской и Смоленской АЭС и на других АЭС, где установлены реакторы типа РБМК-1000. В проектах этих АЭС были приняты новые объемно-планировочные решения основных сооружений энергоблоков и широко внед-

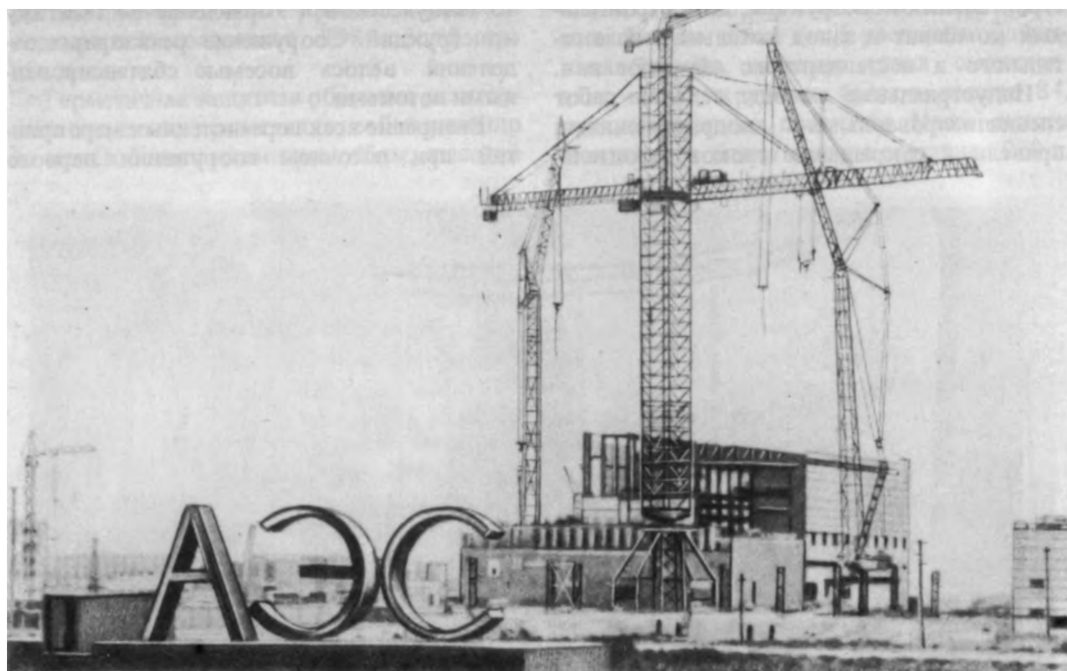


Рис. 1.13. Установка рельсовых кранов

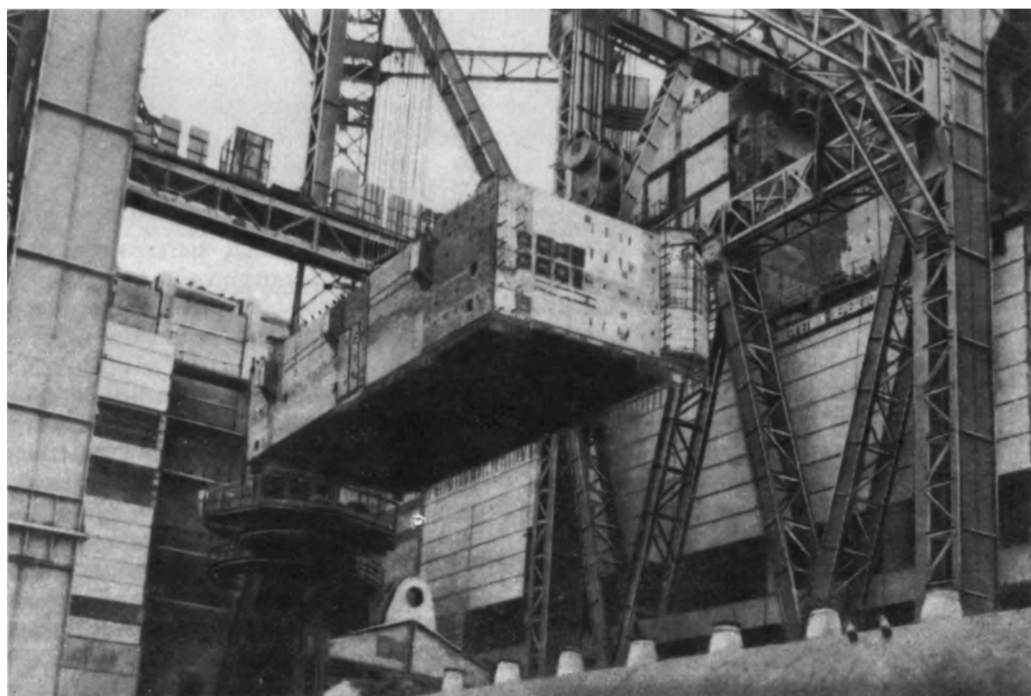
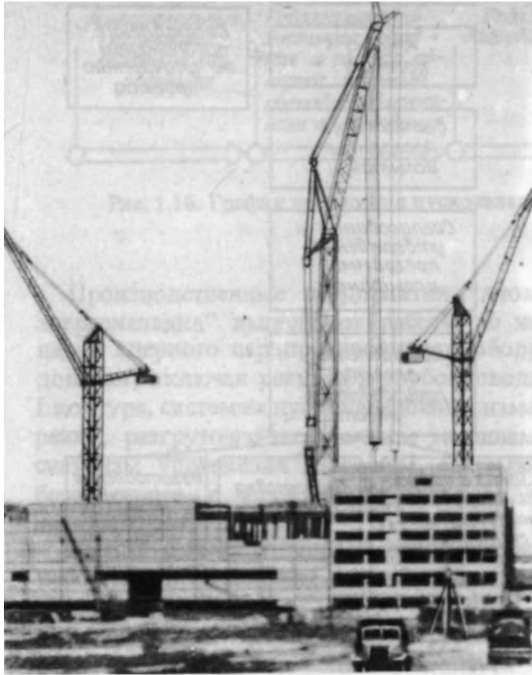


Рис. 1.14. Монтаж строительного блока массой 650 т на Курской АЭС

1.5. Наладка и пуск АЭС в эксплуатацию



на головном корпусе Запорожской АЭС

рены прогрессивные сборно-монолитные конструкции. В широких масштабах внедряется крупноблочный монтаж строительных конструкций. Так, на строительстве третьего энергоблока Курской АЭС порталным краном КП-640 осуществлен монтаж объемного строительного блока со смонтированным оборудованием общей массой 650 т (рис. 1.14), что позволило сократить срок закрытия шатра центрального зала реакторного отделения на 20 сут и снизить трудозатраты на монтаж строительных конструкций и оборудование этого блока в 10 раз.

Существенным фактором снижения трудоемкости строительных работ при возведении реакторных отделений АЭС является внедрение комплексной механизации по укладке монолитного бетона с расширением области применения бетононасосов и бетоноукладчиков.

Для дальнейшего улучшения строительства АЭС строительные организации Минэнерго СССР разрабатывают единые технологические правила строительства.

Наладка и пуск каждого нового энергоблока АЭС — сложная научно-инженерная и производственная задача. Она имеет ряд специфических особенностей, связанных, главным образом, с подготовкой и опробованием в работе многочисленного и разнообразного ответственного оборудования, наладкой большой номенклатуры сложных устройств и систем, специальной автоматики и контрольно-измерительных средств при обеспечении ядерной и радиационной безопасности при строгом соблюдении санитарных норм и требований по охране окружающей среды.

Производственное объединение "Атомэнергоналадка"

Техническое руководство работами по наладке и пуску АЭС в СССР осуществляет производственное объединение "Атомэнергоналадка". В работах участвует ряд других организаций и предприятий. Объединение располагает собственными подчиненными ему региональными производственными предприятиями и пусконаладочными производствами.

Такая структура организации работ позволяет при необходимости сосредоточить на пусковых блоках значительные силы специалистов как с других блоков АЭС, так и из объединения энергоналадки. Это обеспечивает мобильность организации и ускоренное решение поставленных задач.

Объединение "Атомэнергоналадка" обеспечивает также методическое руководство пусконаладочными работами на АЭС. Совместно с ВНИИАЭС изучаются и совершенствуются режимы работы энергоблоков, разрабатываются и внедряются новые методы эксплуатации, обеспечивающие высокий технический уровень и рациональную организацию работ по управлению АЭС. В ходе пусконаладочных работ выявляются и устраняются недостатки схемных решений и неполадки в работе оборудования, оказывается оперативная техническая помощь эксплуатационному персоналу в обеспечении надежной и экономичной работы АЭС.

На сооружение одного блока АЭС, т.е. с момента закладки фундамента до пуска блока в эксплуатацию, по нормативам предусмотрен срок 60 мес. Отечественный и зарубежный опыт создания АЭС позволяет утверждать, что имеется возможность существенного сокращения этого срока. Одним из эффективных путей снижения сроков ввода АЭС в эксплуатацию является сокращение времени проведения пусконаладочных работ. Этого можно добиться за счет снижения трудозатрат по подготовке и проведению испытаний при совмещении некоторых этапов и экспериментов и применении более современной технологии.

Организация пусконаладочных работ

Пусконаладочные работы — важнейшая завершающая часть строительства и монтажа, они обеспечивают дальнейшую безаварийную эксплуатацию АЭС. Под этими работами понимается организация материальной и технической подготовки и проведения работ на смонтированном оборудовании, в том числе исследование режимов его работы в пусковой период, в результате которых обеспечиваются его нормальное функционирование и взаимная согласованность режимов в соответствии с проектом.

После завершения предварительных пусконаладочных работ и испытаний проводят комплексные испытания и сдачу смонтированного энергоблока в эксплуатацию, подтверждение расчетных показателей АЭС, позволяющих осуществлять ее безопасную эксплуатацию в проектном диапазоне нагрузок.

Подготовка к проведению пусконаладочных работ начинается с утверждения технического проекта работ и включает в себя организационное, техническое и материальное обеспечение работ (рис. 1.15). Работы проводятся по этапам.

Типовой график пусконаладочных работ АЭС с реакторами ВВЭР приведен на рис. 1.16.

Переход от одного этапа к другому осуществляется после анализа результатов работы по предыдущему этапу и готовности помещений, оборудования и си-

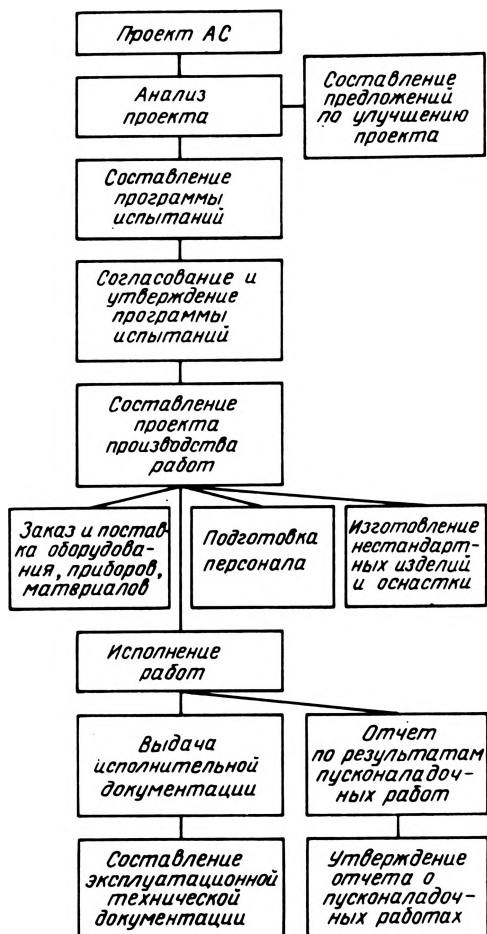


Рис. 1.15. Порядок исполнения пусконаладочных работ

стем блока к проведению последующих работ.

Пусконаладочные работы на серийных энергоблоках АЭС возглавляет и координирует ответственный представитель Объединения, который осуществляет контроль хода монтажа и наладки, обеспечивает оперативную координацию работ, подготавливает графики их производства и уточняет программы испытаний.

Учитывая, что на нынешнем этапе развития ядерной энергетики пусконаладочные работы представляют собой большой комплекс научных и инженерных действий, важное значение имеет организация правильных, четких взаимоотношений головного наладочного предприятия с другими предприятиями, участвующими в работах.

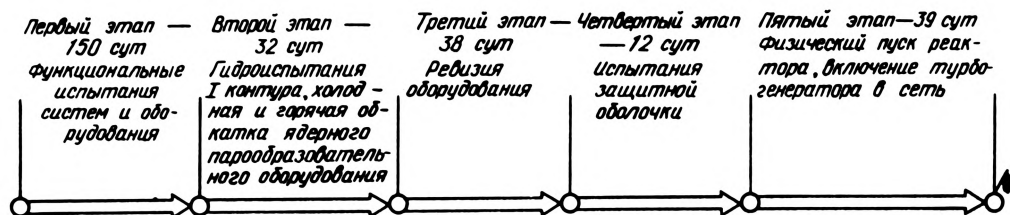


Рис. 1.16. График проведения пусконаладочных работ на серийном блоке АЭС с ВВЭР-1000

Производственные предприятия "Атомэнергоналадка" выполняют работы по наладке ядерного паропроизводящего оборудования, включая реактор и трубопроводы I контура, системам пусконаладочных измерений, разгрузочно-загрузочным машинам, системам управления и защиты, системам безопасности, в частности защитным оболочкам.

Вместе с тем проводится специализация работ по определенным направлениям деятельности, а именно:

специальные испытания оборудования реактора и трубопроводов I контура с применением неразрушающих методов контроля;

испытание защитной оболочки на плотность и прочность;

специальные пусконаладочные измерения, в том числе тензо- и термометрирование внутрикорпусных устройств, оборудования и трубопроводов I контура и др.

Строящиеся АЭС закрепляются за действующими предприятиями объединения "Атомэнергоналадка". В процессе строительства АЭС на этих предприятиях создаются пусконаладочные производства. В их задачу прежде всего входит организация и проведение пусконаладочных работ на очередном блоке АЭС. После ввода блока в эксплуатацию пусконаладочные производства участвуют в режимных испытаниях и наладке оборудования в процессе эксплуатации.

Пусконаладочное производство также контролирует ход строительства и монтажа, следит за выполнением утвержденного графика работ. Наконец, в обязанности пусконаладочного производства входит представление отчетов и информации о ходе строительства, монтажа и пусконаладочных работ.

Пусконаладочная и эксплуатационная техническая документация

Для проведения пусконаладочных работ и выхода на эксплуатационный режим предприятия объединения "Атомэнергоналадка" разрабатывают необходимую техническую документацию. Состав и содержание документации отражают также возможные изменения проекта АЭС. Отметим, что только перечень пусконаладочных программ по технологическим системам АЭС с реакторами типа ВВЭР-1000 состоит более чем из 170 наименований.

Программы пусконаладочных работ и инструкции по эксплуатации содержат разделы, перечень которых определен в стандартах. В основу типовых и рабочих программ пусконаладочных работ положена техническая документация разработчиков проекта, главных конструкторов, научных руководителей проекта и пуска АЭС, изготовителей продукции промышленных предприятий, а также требования директивных и руководящих документов.

Для составления типовых и рабочих инструкций по эксплуатации в основу положены также регламент эксплуатации АЭС, требования обеспечения ее безопасности, результаты пусконаладочных работ, проектная и техническая документация разработчиков проекта АЭС и конструкторов оборудования.

Подготовка персонала для эксплуатации и наладки

Для подготовки оперативного эксплуатационного персонала для АЭС производственное объединение "Атомэнергоналадка" организует работу по созданию и эксплуатации учебно-тренировочных цент-

ров (УТЦ) с тренажерами и другими техническими средствами, разрабатывает учебно-методические материалы по обучению операторов АЭС как в УТЦ, так и в учебно-тренировочных пунктах (УТП) и проводит обучение эксплуатационного персонала. В соответствии с программой развития атомной энергетики предусмотрено создать сеть региональных УТЦ, специализирующихся на подготовке персонала для АЭС с различными типами реакторных установок.

Основное назначение УТЦ — первоначальное обучение, переподготовка и тренировка оперативного персонала АЭС. При этом переподготовка персонала в УТЦ имеет целью ператтестацию работающих операторов.

Обучение и переподготовка персонала заканчивается экзаменом, подтверждающим профессиональную пригодность, с выдачей аттестационного удостоверения установленной формы.

Повышение качества и уменьшение сроков пусконаладочных работ

Объединение ставит перед собой задачу обеспечить техническими и организационными мерами высокого уровня проведение пусконаладочных работ, внедрение различных технических и научных достижений. Для этой цели проводятся различные мероприятия, в том числе разрабатывается ряд предложений по изменению технологии производства пусконаладочных работ. Например, внедрена новая технология испытаний защитной оболочки по звуковой индикации течей с применением контрольной калиброванной течи, что сокращает более чем в 5 раз время проведения испытаний.

Для уменьшения сроков проведения пусконаладочных работ и повышения их качества проводится:

анализ проектной и конструкторской документации энергоблока АЭС с целью выявления и устранения на этой стадии возможных ошибок в проектных и конструкторских решениях; результаты анализа согласовываются с разработчиками проекта АЭС;

наблюдение за монтажными работами и их проектной и конструкторской документацией;

анализ результатов пусконаладочных работ на блоках АЭС, введенных в эксплуатацию с целью использования положительного опыта в проектах пусконаладочных работ вновь вводимых энергоблоков;

разработка графиков и программ испытаний оборудования и энергоблока в целом для обеспечения их полноты качества и сокращения сроков проведения пусконаладочных работ;

анализ трудозатрат по определенным видам работ и проведение мероприятий по их уменьшению;

разработка и внедрение комплекса автоматических систем и передвижных лабораторий и стендов для наладки и испытаний отдельных систем и оборудования на этапах физического и энергетического пусков энергоблоков;

изучение патентной и технической литературы для выявления прогрессивной технологии производства пусконаладочных работ на АЭС, передовых методов, применяемых в других отраслях народного хозяйства и странах.

Большое значение имеет привлечение к работе специалистов народного хозяйства, имеющих большой опыт работы по наладке теплосилового, электротехнического оборудования и энергетических установок.

1.6. Ремонт АЭС и направления его совершенствования

Плановая система ремонтного обслуживания АЭС, основанная на своевременной диагностике и детальном анализе надежности оборудования, с созданием необходимой материально-технической базы является основой для эффективного использования установленных мощностей.

Техническое обслуживание и ремонт АЭС имеет ряд особенностей. Ядерный реактор и его конструктивные элементы, оборудование радиоактивных контуров, ряд вспомогательных систем при работе энергоблока мало доступны или совершенно не-

доступны для технического и ремонтного обслуживания. Только при остановленном реакторе и выполнении определенных технических мероприятий создается возможность доступа персонала к оборудованию для производства ремонтных работ и контрольно-диагностических операций. Наличие ионизирующих излучений от радиоактивного оборудования требует создания и применения специального инструмента и приспособлений для дистанционного выполнения различных ремонтных работ, а в отдельных случаях — сложных машин-манипуляторов (роботов) с автоматическим управлением. Учитывая важность поддержания высокого значения коэффициента использования установленной мощности энергоблока, ремонтные и профилактические работы на остановленном блоке должны выполняться в сжатые сроки с высоким качеством работ и обеспечивать надежную и безопасную работу в межремонтный период.

Существующая система ремонта АЭС сложилась в основном по принципам традиционной структуры ремонта ТЭС. Ремонтное обслуживание АЭС осуществляется собственным ремонтным персоналом (хозяйственный способ) и персоналом подрядных организаций.

Более половины объема ремонтных работ станция осуществляет своими силами, остальная часть приходится на специализированные ремонтные организации, число которых для ремонта одной АЭС достигает иногда более 10.

Значительный объем ремонтных работ на строящихся АЭС выполняют строительные и монтажные организации. По ремонту зданий и сооружений строительные организации выполняют основной объем ремонтных работ.

На АЭС ремонтный персонал сконцентрирован в трех основных подразделениях: цехе централизованного ремонта, электрическом и цехе тепловой автоматики и измерений. Цех централизованного ремонта обеспечивает полное техническое обслуживание, капитальный, средний и текущий ремонты всего тепломеханического оборудования, включая ядерную паропроизводящую установку, изготовление в механических мастерских необходимых деталей и оснастки.

Инженерная подготовка ремонтного производства на АЭС выполняется конструкторско-технологическим отделом. Ремонтный персонал выполняет также ряд мероприятий по совершенствованию оборудования электростанций. За счет их реализации увеличивается межремонтный период эксплуатации основного технологического оборудования.

Переход на дроссельное парораспределение, изменение крепления бандажей, местное наплавление (плакировка) нержавеющей сталью деталей, снижение количества форсунок впрыска охлаждающей воды и другие мероприятия позволили увеличить межремонтный период турбоагрегатов до 3 лет, а цилиндров низкого давления — до 4 лет. Расширяется применение современных средств диагностики состояния оборудования, конструкционного металла, сварных соединений, которые позволяют более точно определять время вывода оборудования в ремонт. К числу этих средств относятся турботелеэндоскопы, акустические, акустико-эмиссионные и другие приборы.

Сокращаются сроки проведения капитальных и средних ремонтов, что обеспечивается внедрением высокопроизводительных технологических процессов и более удобных, повышающих качество работ средств технологического оснащения ремонтов. Механизация операций при разборке, сборке, транспортировке и сварке оборудования, освоение агрегатного метода ремонта — основные пути интенсификации труда ремонтного персонала. Все шире внедряются в ремонтное производство устройства подготовки оборудования под сварку, сварочные автоматы, гайковерты, механизмы, обрабатывающие поверхности уплотнения разъемов оборудования, оснастка, которая позволяет вести ремонтные работы без демонтажа оборудования.

Улучшается качество, а следовательно, продолжительность и надежность эксплуатации оборудования, ремонт которого производится заводами-изготовителями. Сотрудничество с предприятием, поставляющим приводы системы управления и защиты для АЭС, позволило под техническим руководством специалистов завода обследовать состояние, осуществлять своевременную поставку необходимых для замены деталей

и узлов. В результате такого сотрудничества осуществлена модернизация ряда узлов и увеличен ресурс их работы.

Важный фактор в повышении качества и производительности при ремонтных работах — улучшение условий работы ремонтного персонала, оснащенность его производственными площадями, транспортными коридорами, проемами, средствами защиты от проникающего излучения.

Расширяется сотрудничество стран-членов СЭВ в обеспечении АЭС средствами неразрушающего контроля, специальными ремонтными механизмами и инструментом. Советские специалисты оказывают помощь на всех зарубежных АЭС, построенных при техническом содействии СССР.

Большую роль в этой работе играет Международное хозяйственное объединение "Интератомэнерго", которое осуществляет организацию, кооперирование производства, поставок и оказание технического содействия в создании ремонтного оборудования, специальной оснастки и инструмента.

В соответствии с планом ввода новых энергоблоков АЭС объемы технического обслуживания и ремонта к 1990 г. увеличатся в 2,6 раза; с учетом роста производительности труда численность ремонтного промышленно-производственного персонала возрастет только в 2,2 раза.

Важнейшая задача энергоремонтного производства атомной энергетики — перевод его на пути интенсификации.

В целях совершенствования существующей системы ремонтного обслуживания АЭС создано производственное объединение (ПО) "Атомэнергоремонт", основной задачей которого является улучшение технико-экономических показателей ремонта на основе его централизации. В составе ПО "Атомэнергоремонт" предусмотрены:

производственные региональные ремонтные предприятия;

заводы по изготовлению запасных частей, специнструмента и средств механизации, на которые возлагается также ремонт некоторых видов транспортабельного оборудования (электродвигателей, насосов арматуры и т.д.);

базы обменного фонда оборудования, ремонтируемого в заводских условиях.

Основной структурной единицей ПО "Атомэнергоремонт" являются производ-

ственные ремонтные предприятия, которые осуществляют техническое обслуживание и ремонт оборудования двух-трех АЭС с однотипными ядерными паропроизводящими установками. Снижение материальных затрат и экономия трудовых ресурсов в основном обеспечивается за счет следующих мероприятий:

централизованного руководства на всех этапах выполнения работ, совершенствования управления и улучшения организационной структуры ремонтного производства; координации производства капитальных и средних ремонтов с равномерным и более полным распределением нагрузки на ремонтный персонал в течение года;

укрупнения и специализации производственных баз производственных ремонтных предприятий путем объединения материальных средств и производственного персонала механических подразделений, создания специальных тренажерных устройств, ремонтных технологических стендов, оснастки, повышающих производительность труда, сооружение которых на каждой АЭС нецелесообразно.

Важнейшее значение для успешной работы ПО "Атомэнергоремонт" имеет повышение уровня квалификации и оперативность подготовки ремонтного персонала на создаваемых учебных пунктах по обучению сварщиков, слесарей, механиков, электриков и рабочих других специальностей для ремонта уникального дорогостоящего оборудования: реактора, парогенераторов, барабанов-сепараторов, главных циркуляционных насосов, электродвигателей и т.п. в условиях специфики атомной станции.

Для реализации больших объемов конструкторско-технологических разработок в составе ПО "Атомэнергоремонт" созданы конструкторско-технологические подразделения. Основные их задачи:

координация всех конструкторско-технологических разработок по ремонту АЭС, включая финансирование разработок, выполняемых сторонними организациями;

разработка технических условий на ремонт специального энергооборудования;

подготовка технических заданий на разработку типовых и рабочих технологических процессов и проектов организации работ по ремонту оборудования, зданий и сооружений, контроль за их внедрением;

подготовка технических заданий на разработку специальных средств технологического оснащения ремонтных работ, участие во внедрении их в производство;

разработка норм расхода материально-технических ресурсов, нормативов численности ремонтного персонала и трудозатрат, норм простоя оборудования в ремонте и межремонтного периода, типовых руководств по ремонту, положений и структур;

анализ технико-экономических показателей ремонта, обобщения передового опыта ремонта и др.

Совместно с заводами конструкторско-технологические подразделения ПО "Атомэнергоремонт" должны разрабатывать и создавать дистанционно управляемые автоматы (роботы) для проведения ремонтных работ в местах, недоступных по радиационной обстановке, а также разрабатывать системы комплексной механизации ремонтных работ.

В их задачу входит также разработка рекомендаций по межремонтным периодам и типовым регламентам, определяющим минимально необходимые объемы работ по ревизии оборудования во время ремонтов, выполнение которых обеспечивает надежную и безопасную работу в межремонтный период.

Большое значение будут иметь разработки комплексных проблем по предремонтной дезактивации оборудования, по демонтажу, консервации и захоронению радиоактивного оборудования, обработавшего свой срок.

На технологические отделы производственных ремонтных предприятий возложена разработка типовых и рабочих технологических процессов и технологических карт на ремонт оборудования атомных станций, кроме турбинного и электротехнического оборудования, разработка проектов организации работ на типовые ремонты, реконструкцию и модернизацию оборудования; выдача технических заданий на разработку средств технологического оснащения ремонта. Важнейшей задачей этих отделов является математический детальный анализ производимых ремонтных работ с целью выявления и устранения непроизводительных потерь времени ремонтного персонала и повышения производительности его труда.

1.7. Контроль металла и сварных соединений оборудования при эксплуатации АЭС

Опыт эксплуатации АЭС говорит о том, что качество металла, применяемого в оборудовании и трубопроводах, и состояние сварных соединений в них являются очень важным условием обеспечения надежности и безопасной работы АЭС. Поэтому на всех действующих АЭС разрабатываются и реализуются программы и графики проведения систематического контроля за состоянием основного металла и сварных соединений оборудования и трубопроводов. При этом графики разрабатываются так, чтобы полный контроль всех узлов и элементов обеспечивался в сроки, установленные действующими нормативными документами и инструкциями.

Регламентированные этими документами нормы периодичности осмотра, объемы и методы контроля близки к нормам, действующим в других странах. Вместе с тем требования к чувствительности контроля и нормы допустимых дефектов в СССР, а также в странах—членах СЭВ в несколько раз более жесткие, чем требования, действующие в других странах. Иначе говоря, в СССР и странах—членах СЭВ не допускаются дефекты, которые по размерам в несколько раз меньше, чем в других странах. Этим обеспечивается лучшее исходное качество компонентов и раннее обнаружение дефектов, возникающих при эксплуатации АЭС.

Порядок подготовки, проведения и оформления результатов для всех видов контроля установлен стандартами, обязательными как для всех АЭС, так и для всех изготовителей оборудования, арматуры и материалов для АЭС и для всех монтажных организаций и предприятий. Для всех этих организаций и предприятий установлен также обязательный и общий порядок подготовки, переподготовки и аттестации персонала, выполняющего контроль.

При Научном совете АН СССР по проблеме "Неразрушающие физические методы контроля" создана секция "Неразрушающий контроль в атомной энергетике". В этой секции ведущими специалистами представлены все организации страны, раз-

рабатывающие и применяющие методы и средства контроля металла энергооборудования, трубопроводов и арматуры АЭС. Основные задачи секции — координация научных исследований и разработок, обобщение опыта разработок и их применения.

Принятая система мер обеспечивает необходимое единообразие в организации и осуществлении контроля и его высокий уровень. Однако эта система непрерывно совершенствуется, и прежде всего это относится к методам и техническим средствам контроля. В настоящее время для этого используется большой набор технических средств, основанных на различных принципах и имеющих различное целевое назначение.

Примером таких разработок могут служить средства для контроля состояния поверхностей, приповерхностных слоев металла, всего объема металла и, наконец, системы комплексного контроля, разработанные во ВНИИАЭС НПО "Энергия".

Телевизионные установки "Прогноз Т". Для контроля за состоянием поверхностей и металлоконструкций компонентов, труднодоступных по условиям размещения или радиационной обстановки, созданы установки "Прогноз Т" с малогабаритной герметичной радиационно стойкой передающей камерой. Установки "Прогноз Т" применяются также в составе дистанционного ремонтного оборудования, при проведении дистанционных работ по поиску и удалению инородных предметов, при работах в бассейнах выдержки.

Передающая телевизионная камера представляет собой гладкий цилиндр с наружным диаметром 40 мм. На переднем торце камеры размещены окно, элементы крепления сменных оптических насадок и разъемных электрических соединений цепей светильников, приводов механизмов и датчиков положения. Сменные оптические насадки снабжены мощными встроенными светильниками, работающими в воздухе и в воде и допускающими переход из воздуха в воду в рабочем режиме. Передающая камера установки может применяться при глубине погружения в воду до 20 м и при длительном воздействии мощных полей γ -излучения. Механизмами фокусировки передающей камеры, оптиче-

ских насадок и светильниками управляют с пульта управления промежуточного блока. Установки обеспечивают наблюдение на расстоянии до 30 м от передающей камеры. Качество изображения соответствует международным стандартам.

Ультразвуковая установка "Прогноз СУЗ-У". Технология капиллярной (цветной, люминесцентной) дефектоскопии требует очистки подлежащих контролю поверхностей и полостей дефектов, нанесения на поверхности пенетрантов и их тщательного удаления с поверхности. Устройства дистанционного капиллярного контроля сложны, а контроль малонадежен. Капиллярная дефектоскопия не может производиться, если поверхности погружены в воду.

Вихретоковая дефектоскопия приповерхностных слоев компонентов из сталей аустенитного класса также оказывается малонадежной из-за мешающего влияния ферритной фазы. Для такого контроля предпочтительным следует считать использование поверхностных ультразвуковых волн. При этом возникают две проблемы, которые удалось в значительной степени преодолеть. Одна из них — влияние рассеяния ультразвука кристаллитами, вторая — большая зависимость энергии возбужденной волны от угла падения возбуждающей волны.

Установка "Прогноз СУЗ-У" является одним из первых применений новых технических возможностей. Она предназначена для дистанционного контроля внутреннего приповерхностного слоя металла нижней части чехловых труб стержней управления и защиты реакторов ВВЭР-440. Применение установки не требует подготовки контролируемых поверхностей и демонтажа чехловых труб с верхнего блока реактора. Благодаря этому значительно снижаются трудоемкость контроля и дозозатраты, повышается долговечность резьбовых соединений.

Блок ультразвуковых датчиков и механизма сканирования, а также кабель размещены в кожухе, предназначенном для хранения, транспортировки, а также для опускания и подъема блока. Опускание и подъем осуществляются лебедкой с электрическим приводом, укрепленной на кожухе.

В комплект установки входят также ультразвуковой дефектоскоп и регистратор на двумерный носитель. Дефектограммы представляют собой картину развертки контролируемого цилиндра. Полное время контроля одного чехла 30 мин.

Установка надежно обнаруживает и регистрирует трещины глубиной более 0,5 мм и протяженностью более 5 мм.

Ультразвуковая дефектоскопия аустенитных сварных швов. Ультразвуковая дефектоскопия сварных швов компонентов из сталей аустенитного класса — одна из важных и наиболее сложных операций. Обычный контроль всего объема металла этих швов с помощью рентгеновского или γ-просвечивания не позволяет надежно выявлять трещины — основной вид эксплуатационного дефекта. При этом плохо выявляются и несплавления кромок.

Во ВНИИАЭС разработаны ультразвуковые преобразователи, которые совместно с серийно выпускаемыми в СССР ультразвуковыми дефектоскопами обеспечивают оптимизацию всех параметров, влияющих на отношение сигнал/шум, и высокую чувствительность при контроле аустенитных сварных швов.

Как показали сравнительные испытания, эта аппаратура по чувствительности и отношению сигнал/шум при равной производительности и надежности сканирования в 3—5 раз превосходит аналогичную по назначению аппаратуру западногерманской фирмы "Крауткремер".

Корпусу преобразователя придана форма, уменьшающая утомляемость оператора при ручном сканировании.

Комплект преобразователей обеспечивает контроль аустенитных сварных швов толщиной до 100 мм, т.е. всех сварных швов энергоблоков с ВВЭР-440. Преобразователи имеют два угла ввода луча (45 и 60 град) и могут применяться как при плоской, так и при цилиндрической форме контролируемой поверхности.

Установка для комплексного контроля корпусов со стороны наружной поверхности. В СССР разработана и внедрена на нескольких энергоблоках АЭС в странах-членах СЭВ система контроля СК-213. Эта система позволяет осматривать с помощью телекамеры внутреннюю поверхность корпуса реактора и ее наружную по-

верхность ниже опор. Она позволяет также проводить ультразвуковую дефектоскопию цилиндрической части корпуса со стороны его наружной поверхности. Следующим этапом работ стало создание установки "Поиск". При разработке установки во ВНИИАЭС были учтены опыт эксплуатации СК-213 и требования к методам и чувствительности контроля, действующие в СССР. На установке "Поиск" чувствительность при ультразвуковом контроле по сравнению с СК-213 увеличена в 5 раз, производительность при ультразвуковом контроле увеличена в 10 раз.

При использовании установки "Поиск" не требуется очистки поверхности от защитного покрытия. Кроме того, установка позволяет значительно увеличить надежность обнаружения приповерхностных дефектов; в ней отсутствует система подготовки и подачи иммерсионной жидкости. Установка легко транспортируется.

Авария на Чернобыльской АЭС еще более усилила важность систематического контроля состояния металла оборудования и трубопроводов АЭС в процессе эксплуатации, а также важность и необходимость дальнейшего развития работ в этом направлении.

1.8. Централизованное теплоснабжение от АЭС

В настоящее время до 40% добываемого в стране органического топлива расходуется на нужды теплоснабжения. В основном это высококачественное (а следовательно, и наиболее дефицитное) топливо, которое приходится использовать как из экологических соображений, так и в связи с конструктивными особенностями котельных. Его добыча с годами становится все сложнее и обходится все дороже.

В Энергетической программе СССР предусматривается существенное снижение доли органического топлива в топливно-энергетическом балансе страны, вытеснение нефтепродуктов, а в дальнейшем и газа путем внедрения альтернативных источников энергии. Поставленная задача может быть решена лишь в том случае, если наряду с применением ядерных источников для производства электроэнергии они начнут

широко использоваться и в сфере производства тепла низкого и среднего потенциалов для теплоснабжения городов и промышленных центров.

Централизованное теплоснабжение от АЭС может быть реализовано различными путями:

- от нерегулируемых отборов пара турбин на конденсационных АЭС;

- от смешанных теплофикационно-конденсационных АЭС с турбинами типа ТК-450-500/60 или однотипных с ними;

- от специализированных атомных теплоэлектроцентралей (АТЭЦ), располагаемых в непосредственной близости от промышленно-жилищных агломераций;

- от станций теплоснабжения (АСТ), вырабатывающих только тепловую энергию.

Среди технических решений, призванных обеспечить вытеснение органического топлива из сферы централизованного теплоснабжения, использование нерегулируемых отборов пара АЭС для теплофикации занимает особое место.

Исторически сложилось так, что ядерные энергоисточники пришли в энергетику прежде всего как источники для производства электроэнергии. На сегодняшний день АЭС все еще являются единственными действующими в энергетике промышленными источниками, которые используются для целей теплоснабжения. Другие энергоисточники, предназначенные для этих целей, еще находятся в стадии разработки или строительства. Но даже после ввода и освоения этих источников теплофикационные установки действующих и строящихся АЭС еще на протяжении продолжительного периода будут оставаться основными теплогенерирующими мощностями, работающими на ядерном топливе.

Использование нерегулируемых отборов пара конденсационных турбин АЭС для централизованного теплоснабжения было начато более 20 лет назад на Белоярской АЭС (БАЭС). Здесь впервые в СССР было осуществлено снабжение теплом от АЭС не только зданий, расположенных на площадке самой АЭС, но и части потребителей жилого поселка, причем осуществлено это было на станции, где для ядерной паропроизводящей установки применена одноконтурная схема, что потребовало новых нетрадиционных технических решений, ис-

ключающих радиоактивное загрязнение сетевой воды.

С начала работы уже первых энергоблоков АЭС использованием отборов пара от турбин обеспечивались собственные нужды в тепле и на Нововоронежской АЭС. Многолетний опыт эксплуатации этих станций в качестве теплофикационных показал высокую безопасность и эксплуатационную надежность систем теплоснабжения с ядерным энергоисточником. За прошедшие годы теплофикационные возможности турбин в той или иной степени стали использоваться также и на других АЭС. При этом в соответствии с требованиями обеспечения радиационной безопасности отпуск тепла от АЭС (как одноконтурных — с канальными водо-графитовыми реакторами, так и двухконтурных — с корпусными водоводяными реакторами) организован таким образом, что нагреваемая сетевая вода циркулирует в третьем по отношению к активной зоне реактора контуре. Давление в этом контуре поддерживается выше максимально возможного давления верхнего из используемых нерегулируемых теплофикационных отборов, что исключает попадание радиоактивных отходов в сетевую воду при нарушении плотности теплообменной поверхности бойлеров.

На АЭС с реакторами РБМК теплофикационные установки имеют промежуточный контур теплоносителя между паром отборов турбины и сетевой водой. Давление в промконтуре поддерживается выше давления отбираемого пара, но ниже давления в сетевом контуре.

На АЭС с реакторами ВВЭР подогрев сетевой воды отбираемым паром осуществляется в сетевых подогревателях. При этом давление верхнего из используемых нерегулируемых теплофикационных отборов ниже не только давления в реакторном контуре, но и давления в сетевом контуре.

Для исключения радиоактивного загрязнения сетевой воды при аварийной ситуации предусматриваются устройства (затвора), автоматически отключающие поступление отбираемого пара на теплообменники при снижении давления сетевой воды ниже давления греющей среды. Предусматриваются также непрерывный контроль за радиоактивностью сетевой воды.

Приняты необходимые меры, чтобы обеспечить высокую радиационную безопасность отпуска тепла от АЭС.

Привлечение конденсационных АЭС к централизованному теплоснабжению собственных нужд АЭС в тепле (промзон) и жилпоселка, а также других территориаль-

действующих в настоящее время в СССР АЭС различен.

На Белоярской АЭС установленная мощность теплофикационных установок двух энергоблоков достигла 118 Гкал/ч и используется для снабжения теплом потребителей промплощадки, одного из районов

Т а б л и ц а 1.5. Характеристики турбин

Тип турбины	Число турбин в блоке с ядерным реактором	Гарантированная мощность отборов на теплофикацию, Гкал/ч
К-220-44	2 в блоке с ВВЭР-440	2 × 25
К-500-65/3000	2 в блоке с РБМК-1000	2 × 50 (начиная с III блока Курской АЭС 2 × 75)
К-1000-60/1500	1 в блоке с ВВЭР-1000	200
К-750-65/3000	2 в блоке с РБМК-1500	2 × 100

но прилегающих теплопотребителей технически подготовлено наличием в схеме турбоустановок АЭС нерегулируемых отборов пара. У различных турбин, применяемых в настоящее время на АЭС, возможности по отпуску тепла для теплофикационных нужд различны (табл. 1.5), суммарная же мощность теплофикационных установок на уже действующих энергоблоках АЭС достаточно внушительна и превышала по состоянию на середину 1985 г. 3000 Гкал/ч. В последующем с вводом новых мощностей на АЭС и реализацией проектов турбин (например, К-1100-60/1500-4 с расчетным отпуском тепла от турбины 450 Гкал/ч и К-220-44/3000-5 с расчетным отпуском тепла — 210 Гкал/ч) потенциальные возможности АЭС как источников централизованного теплоснабжения возрастут. Привлекательность их использования заключается, во-первых, в высокой степени готовности технических решений по отпуску тепла и, во-вторых, в возможности охватить централизованным теплоснабжением от них потребителей, чья суммарная тепловая нагрузка меньше величины, экономически обоснованной для сооружения специализированных источников атомного теплоснабжения. Теплоснабжение от АЭС позволит решить задачу вытеснения органического топлива из централизованного теплоснабжения более полно и в более короткие сроки.

Уровень использования возможностей нерегулируемых отборов пара турбин на

поселка Заречный и небольшого тепличного хозяйства. Поскольку принятые ранее технические решения, касающиеся организации системы централизованного теплоснабжения от АЭС, уже не могут обеспечить рациональное использование возможностей станции по отпуску тепла при возросшем уровне теплопотребления, специалистами Белоярской АЭС, ВНИИАЭС в 1982—1983 гг. выполнено технико-экономическое обоснование по реконструкции теплофикационной установки второго и третьего энергоблоков и развитию системы теплоснабжения от станции — увеличению мощности теплофикационных установок до 280 Гкал/ч.

Реализация предложенных решений, которая уже начата, позволит существенно уменьшить расход органического топлива.

Потенциальные возможности пяти действующих энергоблоков Нововоронежской АЭС по отпуску тепла из отборов турбин достигают 250 Гкал/ч. До недавнего времени эти возможности использовались мало и осуществлялось только снабжение теплом самой промзоны. Из-за отсутствия сетевой связи системы теплоснабжения поселка Нововоронежский с промплощадкой поселок обеспечивался теплом исключительно за счет сжигания органического топлива в котельных. Строительство тепло-трассы длиной около 6 км, соединяющей поселок с первым и вторым блоками станции, завершено к концу 1985 г.

Специалистами ВНИИАЭС и Нововоронежской АЭС разработаны предложения по генеральной схеме теплоснабжения поселка Нововоронежский с учетом перспектив его развития, предусматривающие экономически обоснованное привлечение к участию в теплоснабжении поселка всех пяти блоков станции. Внедрение предлагаемой схемы теплоснабжения позволит сократить до минимума расход органического топлива. Экономия затрат на органическое топливо при этом значительно перекроет издержки, связанные с реализацией предлагаемых решений. Суммарный народнохозяйственный эффект определяется экономией 1,2 млн. руб. в год расчетных приведенных затрат по АЭС в целом.

Установленная мощность теплофикационных установок Ровенской АЭС составляет 100 Гкал/ч. Этой мощности вполне достаточно для экономически эффективного участия в обеспечении собственных нужд и нужд жилпоселка Кузнецовск. Совершенствование системы теплоснабжения позволит обеспечить существенную экономию органического топлива.

На Кольской АЭС установленная мощность теплофикационных установок превышает 100 Гкал/ч. Суммарная мощность всех источников тепла в районе АЭС и их структура обеспечивают принципиальную возможность создания объединенной системы теплоснабжения промзоны и жилпоселка, в которой преобладающую роль играют теплофикационные установки АЭС, а расход органического топлива может быть сведен до минимума. Особенность организации теплоснабжения от Кольской АЭС состоит в значительной удаленности пос. Полярные Зори от АЭС.

На Армянской АЭС мощность теплофикационных установок составляет 50 Гкал/ч, из которых не более 30 Гкал/ч используется для обеспечения нужд промплощадки. Жилой поселок Мецамор обеспечивается теплом от котельной, работающей на топочном мазуте. В 1984 г. его потребовалось более 10 тыс. т. В перспективе при наращивании мощности станции и увеличении уровня теплопотребления жилпоселка встанет вопрос о создании единой системы теплоснабжения промплощадки и поселка Мецамор. В настоящее время рассматриваются технические решения по рекон-

струкции существующих энергоблоков станции и о ее расширении.

Потребности в тепле промплощадки Южно-Украинской АЭС и ее жилпоселка Константиновка примерно на 85% обеспечиваются теплофикационными установками АЭС. С вводом в 1985 г. в эксплуатацию второго энергоблока и реконструкцией теплофикационной установки первого энергоблока суммарные возможности по отпуску тепла из отборов турбин возросли более чем вдвое и достигли 260 Гкал/ч, что значительно увеличило возможность удовлетворения растущих тепловых нагрузок промплощадки и близрасположенных потребителей.

Введенный в эксплуатацию в 1984 г. первый энергоблок Калининской АЭС имеет установленную мощность теплофикационной установки 80 Гкал/ч. Она используется для теплоснабжения г. Удомля при АЭС.

На Запорожской АЭС с вводом в эксплуатацию в 1985 г. второго энергоблока суммарная установленная мощность теплофикационных установок достигла 400 Гкал/ч. Их использование позволит обеспечить теплоснабжение всех объектов промплощадки, стройбазы и часть пос. Энергодар.

Суммарная установленная мощность теплофикационной установки Курской АЭС после ввода в эксплуатацию ее третьего энергоблока достигла 350 Гкал/ч. Уже в 1984 г. теплоснабжение потребителей промплощадки, промзоны г. Курчатова при АЭС и некоторых других теплопотребителей обеспечивалось почти на 95% от АЭС, и лишь в период ремонтов энергоблоков и парогенераторов АЭС — от паровых и водогрейных котлов пускорезервной котельной. Это один из наиболее высоких показателей по использованию ядерного топлива для целей централизованного теплоснабжения среди АЭС нашей страны.

Смоленская АЭС теплом отборов турбин в 1984 г. обеспечивала более 75% всего теплопотребления промплощадки, промзоны и пос. Десногорск. С вводом в 1985 г. второго энергоблока станции суммарная мощность ее теплофикационных установок по горячей воде достигла 200 Гкал/ч.

Анализ положения с использованием потенциальных возможностей теплофикационных установок АЭС показал, что в 1984 г.

они обеспечивали в целом по отрасли примерно 60% годового теплопотребления объектов промплощадки, промзоны и близрасположенных потребителей, главным образом функционально связанных с работой АЭС. Величина эта несколько ниже оптимальной при совместной работе теплофикационных установок и пиково-резервных котельных. Указанное положение явилось следствием недостаточного внимания, уделявшегося на стадиях проектирования ряда АЭС внедрению технических решений по созданию в районе АЭС систем централизованного теплоснабжения, учитывающих перспективы роста теплопотребления. В ближайшие годы ситуация в этом плане должна улучшиться. Стимулированию служит введенное в 1984 г. планирование отпуска тепла из отборов турбин для всех АЭС.

Как уже отмечалось, современные АЭС при выходе их на проектную мощность становятся крупными потенциальными источниками тепловой энергии для нужд централизованного теплоснабжения. Даже при существующих на сегодняшний день мощностях использование ТФУ АЭС в течение 5–6 тыс. ч в году (что соответствует работе ядерного источника теплоснабжения с $\alpha = 0,5 \div 0,6$) позволит отпускать от АЭС не менее 15 млн. Гкал тепла, что эквивалентно экономии не менее 2,6 млн. т органического топлива.

Таким образом, задача создания систем централизованного теплоснабжения от АЭС, охватывающая и "сторонних" потребителей в местах, где размещены станции, уже сейчас весьма действенна и актуальна. В будущем же с вводом новых энергоблоков на строящихся АЭС "свободная" мощность их теплофикационных установок еще более увеличится и народнохозяйственная значимость ее оптимального использования возрастет.

Наиболее целесообразно использовать "свободную" мощность теплофикационных установок АЭС для охвата централизованным теплоснабжением уже имеющихся в соответствующих регионах потребителей с максимальной суммарной тепловой нагрузкой — промышленно-жилищных агломераций. Но для этого существует ряд ограничений.

По технико-экономическим соображе-

ниям для каждой АЭС существует вполне определенный радиус охвата централизованным теплоснабжением. За пределами этого радиуса суммарные затраты на транспорт тепла от АЭС и издержки на компенсацию в объединенной энергосистеме недовыработанной (вследствие работы станции в теплофикационном режиме) электроэнергии уже превышают экономию затрат от вытеснения органического топлива. Этот радиус охвата определяется: климатическими условиями района, влияющими на режим отпуска тепла; уровнем цен на вытесняемое органическое топливо; количеством отпускаемого от АЭС тепла; реальными условиями прокладки транзитного теплопровода от АЭС до ПЖА теплопотребителей; типом генерирующего оборудования, установленного на АЭС, и некоторыми другими факторами.

Существенное значение имеет и то, какие именно альтернативные варианты теплоснабжения могут быть реально противопоставлены отпуску тепла от АЭС. Так, если дальнейшее теплоснабжение от АЭС рассматривается как альтернатива работе современной ТЭЦ на органическом топливе, экономический эффект будет меньшим, чем при вытеснении котельных.

Проведенные во ВНИИАЭС многофакторные расчеты показали, что в общем случае величина экономически оправданного радиуса централизованного теплоснабжения в зависимости от перечисленных выше условий может определяться в широком интервале значений — от нескольких километров до десятков километров. Более благоприятные предпосылки для дальнего теплоснабжения дает установка на АЭС реакторов типа ВВЭР-1000.

Целесообразность участия АЭС в теплоснабжении уже сложившегося в районе промышленно-коммунального хозяйства существенно зависит от размещения самой АЭС относительно потенциальных потребителей тепла. Следует учитывать сложности и ограничения при выборе и согласовании площадки для строительства. Одно из таких ограничений — регламентированная по условиям радиационной безопасности удаленность АЭС от крупных теплопотребителей.

Использование "свободной" мощности теплофикационных установок может быть

более полным, если не только ориентироваться на уже существующих потребителей, но и учитывать создание новых узлов теплоснабжения, рассчитанных на теплоснабжение от АЭС. Такими потребителями тепла могут стать, например, предприятия аграрно-промышленного профиля. Следует учитывать уже накопленный опыт строительства близ станции теплично-овощных комбинатов для выращивания овощей в закрытом грунте. Так, на протяжении ряда лет работают небольшие (в несколько гектаров) тепличные хозяйства на базе Белоярской, Кольской АЭС и др., предусмотрено строительство теплиц близ других станций. Накопленный опыт позволяет перейти к крупномасштабному строительству.

Создание в районе расположения АЭС узлов теплоснабжения, включающих в первую очередь потребителей аграрного профиля, в принципе может оказаться в некоторых случаях экономически более эффективным, чем теплоснабжение уже существующих жилых поселков даже в пределах экономически оправданного радиуса теплоснабжения.

Из вышесказанного следует, что действующие, строящиеся и проектируемые АЭС могут быть эффективно использованы для замещения органического топлива ядерным в сфере отопительного теплоснабжения и могут внести существенный вклад в улучшение топливно-энергетического баланса народного хозяйства СССР.

1.9. Опыт эксплуатации Билибинской АТЭЦ

Некоторые особенности энергоснабжения районов Крайнего Севера

Территория, которую принято относить к районам Севера СССР, протянулась вдоль берегов Северного Ледовитого и Тихого океанов на 8 тыс. км полосой, все более расширяющейся в глубь материка по мере удаления на восток от Мурманска до Чукотки и Камчатки.

Здесь ведется освоение не только особо ценных ресурсов, таких как золото, алмазы и других, но и ресурсов крупно-

масштабного потребления — нефти, газа, угля, железной руды и т.п.

Расширение хозяйственного освоения этих районов требует решения ряда энергетических задач, с тем чтобы обеспечить комплексное развитие народного хозяйства, необходимое повышение производительности труда и улучшение культурно-бытовых условий жизни населения в этих богатых, но суровых по климату районах.

Известно, что богатейшие энергетические ресурсы Севера размещены крайне неравномерно по его огромной территории. Местонахождение залежей угля, нефтяных и газовых месторождений, удобных створов для сооружений ГЭС территориально не всегда совпадают с местами сосредоточения промышленности и населения, т.е. с расположением потребителей энергии. При перевозке топлива и передаче электроэнергии от мест их производства к потребителям в сложных природно-климатических условиях на большие расстояния затраты на транспорт топлива и электроэнергии могут в несколько раз превышать стоимость их производства.

В этих условиях проблема наиболее эффективно решается с помощью источников энергии, работающих на ядерном топливе. Их преимущество обусловлено огромной теплотворной способностью ядерного топлива.

Главными особенностями условий работы в автономных энергосистемах на Севере являются переменный график нагрузок в соответствии с потреблением и повышенная аварийность электросетей.

Практически одновременно с работами по созданию мощных АЭС были начаты исследования и разработки в области малой атомной энергетики с целью создания ядерно-энергетических установок для обеспечения электроэнергией и теплом населения и промышленности в районах Севера.

В 60-е годы были построены опытные демонстрационные АЭС небольшой мощности: ТЭС-3 и АРБУС. На основе опыта их создания и эксплуатации были разработаны проекты и других типов реакторных установок для условий работы непосредственно в районах Севера. В 1963 г. начались проектно-изыскательские работы по Билибинской АТЭЦ (БАТЭЦ).

Общие характеристики БАТЭЦ и основного оборудования

БАТЭЦ — первый ядерный энергоисточник, построенный и успешно функционирующий в экстремальных условиях Крайнего Северо-Востока страны, — предназна-

Тепловая мощность каждого реактора 62 МВт, паропроизводительность 95 т/ч при давлении пара 6,4 МПа и температуре питательной воды 104 °С.

Число технологических каналов 273, каналов СУЗ — 60. Высота активной зоны 3 м, диаметр 4,2 м. Обогащение урана — 3,0

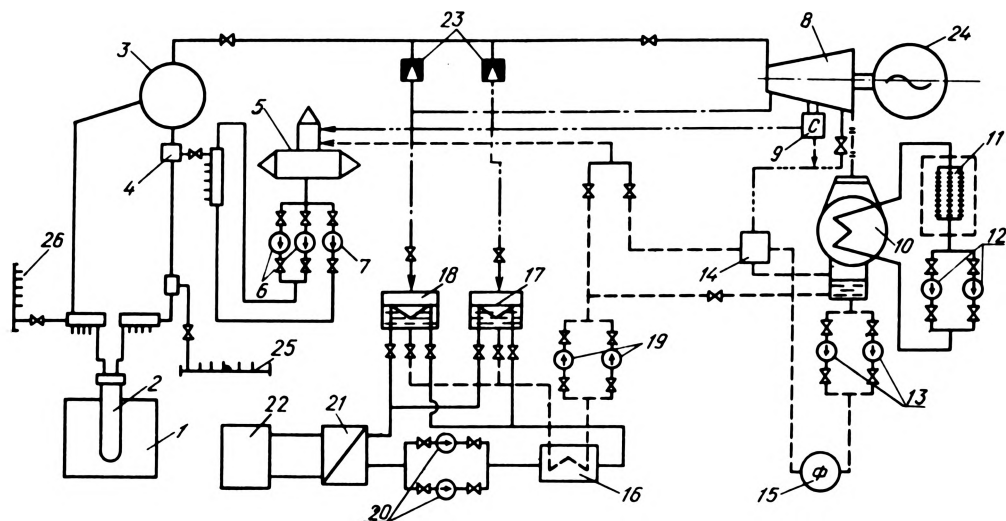


Рис. 1.17. Принципиальная тепловая схема энергоблока Билибинской АЭС:

1 — реактор; 2 — технологический канал; 3 — барабан-сепаратор; 4 — смесительное устройство; 5 — деаэратор; 6 — питательные насосы; 7 — аварийный питательный насос; 8 — турбина; 9 — промежуточные насосы; 10 — конденсатор; 11 — воздушно-радиаторные охладители; 12 — циркуляционные насосы; 13 — конденсатные насосы; 14 — регенеративный подогреватель низкого давления; 15 — фильтр смешанного действия; 16 — доохладитель конденсата подогревателей; 17, 18 — основной и пиковый подогреватели; 19 — конденсатные насосы подогревателей; 20 — насосы промежуточной установки; 21 — водо-водяной теплообменник; 22 — потребители тепла; 23 — редукционные вентили; 24 — электрогенератор; 25 — коллектор САОР; 26 — перепускной коллектор

чена для снабжения электроэнергией Чаун-Билибинского горнопромышленного района и теплом поселка Билибино, расположенных на территории Чукотского национального округа Магаданской области.

На станции четыре однотипных энергоблока. Общая установленная электрическая мощность 48 МВт при одновременном отпуске тепла до 78 МВт (67 Гкал/ч). Максимальный отпуск тепла по возможностям теплофикационного оборудования — до 116 МВт (100 Гкал/ч) при снижении электрической мощности примерно до 41 МВт. Первый энергоблок пущен в январе 1974 г., четвертый — в декабре 1976 г.

Принципиальная тепловая схема атомного энергоблока представлена на рис. 1.17.

и 3,3%. Твэлы — трубчатые, с дисперсионной топливной композицией, в которой матрицей служит магний; внутренняя труба ($\phi 12 \times 0,6$) и наружная оболочка ($\phi 20 \times 0,3$) — из нержавеющей стали, с которыми топливная композиция жестко сцеплена. Контур для охлаждения каналов СУЗ замкнут на деаэратор конденсата турбины, чем достигается утилизация тепла, отводимого каналами СУЗ; температура воды на входе в каналы СУЗ (104 °С) исключает конденсацию паров на трубопроводах контура СУЗ и опасность образования коррозионно-активной среды.

Реакторная установка и общестанционные системы, разработанные для БАТЭЦ с учетом специфики района и местной энергосистемы (энергоузла), имеют ряд

особенностей, состоящих в следующем. В канальной водо-графитовой реакторной паропроизводительной установке теплосъем в активной зоне осуществляется кипящей водой при естественной циркуляции на всех уровнях мощности вплоть до номинальной. Сухой насыщенный пар генерируется по одноконтурной схеме. Реакторная установка обладает высокой устойчивостью в аварийных ситуациях от повреждения оборудования, в том числе при потере штатного электропитания собственных нужд и при максимальной проектной аварии, а также высокой маневренностью как при необходимости изменения уровня мощности, так и при восстановлении энергетического режима после аварийных остановов. Реакторная установка способна систематически работать в режимах переменных во времени нагрузок, что обеспечивает возможность участия энергоблоков АТЭЦ в покрытии переменной части графика нагрузки энергоузла. (При этом возможно либо управление оператором при нагружении энергоблоков по диспетчерскому графику, либо автоматическое управление мощностью энергоблоков по сигналам из электрической сети.)

Высокая надежность реакторной установки достигнута использованием не только ряда проверенных ранее конструкций и ранее выбранных материалов (например, хорошо проверенной топливной композиции трубчатого твэла), но и принятием новых решений, а именно: применением естественной циркуляции в реакторном контуре; мероприятиями, улучшающими условия эксплуатации технологических каналов (ТК): улучшением газовой атмосферы в кладке графитового замедлителя за счет применения графита с пониженным загрязнением хлором, а также за счет создания газового контура, обеспечивающего постоянную прокачку сухого азота через полости всех ТК.

В конструкции контура естественной циркуляции реактора применен ряд новых в сравнении с прежними технических решений: многопетлевая конструкция контура (для повышения надежности и безопасности контур секционирован: он состоит из шести независимых групповых петель, замкнутых на барабан-сепаратор); коллекторная схема отвода пароводяной смеси от

технологических каналов в барабан-сепаратор, которая позволила по сравнению с индивидуальным отводом от ТК уменьшить размеры барабана-сепаратора, упростить компоновку и снизить металлоемкость подъемной части контура (на 20 т стали ОХ18Н10Т для каждого реактора), уменьшить объем монтажных работ; струйное смесительное устройство питательной воды и воды, отсепарированной в барабане, выполняющее функции смесителя в энергетическом режиме и функции циркулятора при пускоостановочных водяных режимах; новая конструкция ТК, предназначенного для работы в контуре естественной циркуляции (с учетом протекания аварийных процессов); сборные групповые коллекторы, соединенные общим перепускным коллектором.

Впервые для электростанции, размещенной в маловодном районе Крайнего Севера, была разработана и освоена замкнутая схема технического водоснабжения с закрытым контуром, рассчитанная и на теплоотвод из конденсаторов турбин. Охлаждение воды в этой системе осуществляется в теплообменниках вода—воздух (в воздушно-радиаторных охладителях). Эта система требует очень малых расходов исходной воды в процессе ее эксплуатации: только на ее подпитку в объеме восполнения утечек из контура.

Обеспечена посадка здания крупного промышленного объекта в зоне вечной мерзлоты на горном склоне (уклон около 15°), где основные породы пронизаны крупными линзами льда. Разработаны строительные конструкции и применены методы строительства и монтажа, позволившие вести круглый год строительномонтажные работы, включая периоды очень низких наружных температур.

Впервые технологическая схема АЭС была разработана как схема теплоэлектроцентрали.

Опыт эксплуатации

Прежде всего следует отметить положительные результаты выполнения проекта организации строительно-монтажных работ по тем системам, для которых предусматривалось соблюдение высокой степени чи-

стоты контуров. Опыт показывает, что связанные с этим затраты надо считать оправданными.

Весь период эксплуатации, начиная с пуска первого энергоблока, подтверждает высокую надежность БАТЭЦ как энергисточника, что в решающей степени определяется надежной работой реакторных установок. В первую очередь эти качества обусловлены: безаварийной работой твэлов и ТК (за время работы Билибинской АТЭЦ ни один технологический канал не извлечен из реактора по причине разгерметизации); относительной несложностью операций по управлению пускоостановочными режимами и по изменению мощности энергоблока; надежным теплосъемом в активной зоне в аварийных ситуациях, включая такие, как потеря штатного электропитания собственных нужд (БАТЭЦ имеет положительный опыт преодоления таких аварийных ситуаций); малым количеством аварийных остановок (среднее значение за 1979–1985 гг. составило менее одной остановки в год); достаточно высокой маневренностью энергоблоков: время, необходимое на восстановление мощности реактора и синхронизацию турбогенератора с сетью, составляет всего 10–20 мин после срабатывания АЗ-II (ввод двух стержней-поглотителей в активную зону) и 40–60 мин после АЗ-I (ввод 14 стержней поглотителей в зону), что очень важно при ложных аварийных сигналах, включая ошибки персонала; время пуска энергоблока из холодного состояния 8–10 ч.

На реакторах БАТЭЦ осуществляется частичная замена выгоревших ТК свежими без перемещения ТК по радиусу реактора. Перегрузка производится на остановленном и расхоложенном реакторе и, как правило, приурочивается к остановкам блока, необходимым для проведения профилактических и ремонтных работ. Число перегружаемых за один раз технологических каналов зависит от длительности планируемого межперегрузочного интервала. Замены 80 технологических каналов достаточно для работы реактора в течение одного года. Для выравнивания глубины выгорания ТК на периферии активной зоны работают по времени приблизительно на 30% больше, чем ТК в центральной части реактора. Максимально достигнутое выгорание металличе-

ского топлива составляет 18 МВт сут/кг урана.

Коэффициент неравномерности K_r мощностей ТК поддерживается менее 1,5. После очередной частичной перегрузки реактора в формировании необходимого поля энерговыделения участвуют стержни-поглотители, компенсирующие запас реактивности. В конце межперегрузочного интервала, когда запас реактивности минимален, требуемое значение K_r обеспечивается за счет технологических каналов (с повышенным обогащением урана), размещаемых на периферии активной зоны.

При перегрузке каналов с трубчатыми твэлами, являющимися одновременно трактом теплоносителя в реакторах БАТЭЦ, необходимо производить расстыковку каналов с подводными и отводящими трубопроводами. Доступ к головкам каналов, расположенных под верхней плитой реактора, осуществляется через верхнее, перекрытие, которым разделяется надреакторное помещение и центральный зал. У реакторов БАТЭЦ это перекрытие представляет собой два вращающихся защитных барабана — большой и внутри него малый, оси которых расположены эксцентрично. В малом вращающемся перекрытии установлена выемная пробка. При перегрузке клапанов эта пробка извлекается и через образовавшееся отверстие производятся операции по отстыковке.

Для обеспечения работы энергоблоков по диспетчерскому графику нагрузок в течение суток были проведены эксперименты по изучению нестационарных режимов и определению коэффициентов реактивности.

Отрицательные значения мощностного и температурного (по урану) коэффициентов реактивности обеспечивают стабильную работу реактора во всех режимах его эксплуатации.

Опыт эксплуатации БАТЭЦ подтвердил возможность применения системы технического водоснабжения с охлаждением воды в воздушно-радиаторных охладителях в условиях Крайнего Севера для электростанций мощностью около 50 МВт. Отметим, что опыт эксплуатации этих охладителей выявил некоторые технико-экономические вопросы, которые требуют тщательного изучения и проработок как на стадии

конструирования ВРО, так и на стадии проектирования АЭС.

Принятая на БАТЭЦ трехконтурная схема теплоснабжения поселка с наибольшим давлением во втором (сетевом) контуре обеспечивает надежное и безаварийное в радиационном отношении теплоснабжение потребителей.

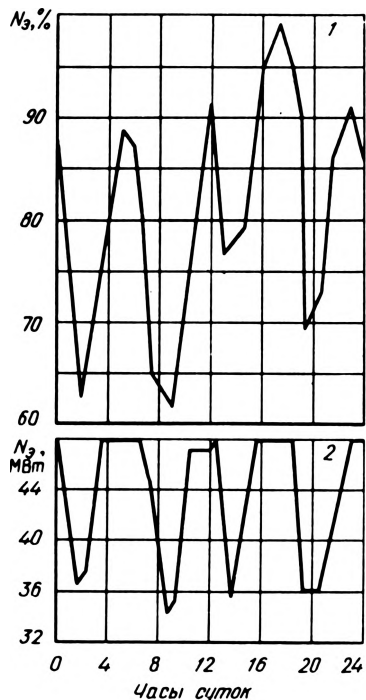


Рис. 1.18. Характерный летний график нагрузок Чаун-Билибинского энергоузла (1) и Билибинской АТЭЦ (2)

С пуском четвертого энергоблока, начиная с 1978 г., выработка электроэнергии на БАТЭЦ превышает проектное значение. В 1984 г. это превышение составило 30%. Коэффициент готовности станции последние годы составляет около 90%. Себестоимость электроэнергии в 1,3–1,5 раза ниже, чем на энергоисточниках с органическим топливом того же энергоузла, но расположенных в морских портах, и более чем в 2 раза ниже, чем на бывшей Билибинской дизельной электростанции, куда топливо доставляли из этих портов автотранспортом по зимней дороге. Себестоимость тепловой энергии на БАТЭЦ в 2–2,5 раза ниже, чем котельных пос. Билибино.

В процессе эксплуатации персонал

БАТЭЦ совместно с предприятиями—разработчиками оборудования и систем энергоблоков провел и ведет большую работу по совершенствованию оборудования АТЭЦ с целью превышения проектных показателей. Основными из них являются освоение автоматического регулирования мощности энергоблоков и мероприятия по интенсификации теплообмена в ВРО в летний период.

БАТЭЦ, работающая в изолированном энергоузле, участвует с момента пуска первого энергоблока в покрытии переменной части графика нагрузки энергоузла. Мощность энергоблоков, выбранных для работы в режиме переменной нагрузки, меняется в диапазоне 50–100% (по электрической нагрузке) 3–4 раза в сутки — по числу максимумов в графике нагрузок энергоузла (рис. 1.18).

На начальном этапе эксплуатации мощность энергоблоков изменялась оператором в соответствии с диспетчерским графиком. Однако необходимость систематической работы БАТЭЦ в режиме переменных нагрузок в соответствии с нагрузками энергоузла явилась побуждающим фактором к освоению автоматического регулирования мощности энергоблоков по сигналам из электрической сети энергоузла (частота и напряжение). К 1980 г. закончена работа, в том числе опытно-промышленное опробование, по освоению режимов эксплуатации энергоблоков при автоматическом регулировании их мощности.

Переход от ручного к автоматическому регулированию мощности энергоблоков улучшает качество регулирования частоты и напряжения в электрической сети и повышает надежность и безопасность ведения процессов, так как исключает возможные неточные и ошибочные действия операторов при быстротекущих процессах, например при сетевых авариях или отключении других энергоисточников энергоузла.

Возможность работы БАТЭЦ в режиме переменных нагрузок была обоснована расчетно-экспериментальными исследованиями и подтверждена опытом эксплуатации. Специальными экспериментами, проводившимися на стенде в процессе разработки проекта, а также экспериментами на энергоблоках в совокупности с длительным опытом работы энергоблоков по дис-

петчерскому графику нагрузок были подтверждены высокие динамические качества контура естественной циркуляции реакторной установки. При этом было показано, что естественная циркуляция кипящей воды не ограничивает скорость переходных процессов в диапазоне изменения электрической мощности энергоблока 50–100% при максимально возможных скоростях изменения мощности реактора около 0,5% от/с. Отсутствие повреждения твэлов, графитовой кладки после тринадцатилетней эксплуатации подтверждает работоспособность основных элементов реактора в указанном режиме, что ожидалось по результатам расчетов напряженно-деформированного состояния твэлов и графитовых блоков замедлителя. Работоспособность твэлов в режиме переменных нагрузок обусловлена совокупными свойствами оболочек и топливной композиции, в том числе ее высокой теплопроводностью $[45-25 \text{ Вт/(м} \cdot ^\circ\text{C)}]$, а также умеренными нагрузками (до $0,75 \text{ МВт/м}^2$).

Одним из недостатков системы технического водоснабжения с использованием воздушно-радиаторных охладителей является высокая температура воды после охладителя в летний период (выше 40°C ; на Крайнем Северо-Востоке возможна температура воздуха $25-30^\circ\text{C}$ в течение нескольких недель). Это приводит к снижению эффективности термодинамического цикла из-за ухудшения вакуума в конденсаторах турбин, а в предельных случаях — к ограничению мощности турбины. Проектом БАТЭЦ допускалась возможность ограничения электрической мощности турбогенераторов в летний период при температуре наружного воздуха $+10^\circ\text{C}$ и выше. Такое решение, принятое для сокращения поверхности воздушно-радиаторного охладителя (с целью его удешевления), пришло в противоречие с графиком нагрузки энергоузла, а именно с летним максимумом энергопотребления, обусловленным наибольшей интенсивностью работы горнодобывающих предприятий в летний период. Коллективом БАТЭЦ разработана и внедрена система интенсификации теплоотдачи к воздуху от поверхности ВРО охладителя в летний период за счет увлажнения поверхности теплоотдачи ВРО путем распыления воды в воздухе, поступающем

в охладитель. Это практически устранило ограничения электрической мощности БАТЭЦ в летний период.

Анализ отказов оборудования энергоблоков за 10 лет, включая период освоения энергоблоков, показывает, что подавляющее число отказов, приводящих к отключению и простоям энергоблоков (с целью ремонта), связано с тепломеханическим и электрическим оборудованием. При этом время простоя энергоблоков от общего времени простоя распределяется следующим образом: из-за турбоустановок — 35,4%, из-за электрогенераторов — 31,3%, из-за трубопроводов — 14,6%, из-за арматуры — 13,6%, из-за трансформаторов — 3,8%, из-за реактора — 1,3%.

Приведенная статистика отказов свидетельствует о том, что для повышения коэффициента использования установленной мощности на АЭС повышенные требования должны предъявляться не только к реактору, но и ко всему оборудованию технологической схемы.

Билибинская АТЭЦ спроектирована и построена до принятия первого руководящего документа по безопасности АЭС (ОПБ-73). С появлением этого документа для БАТЭЦ проведен анализ безопасности и разработаны дополнительные мероприятия, повышающие ее.

Для реакторов с трубчатыми твэлами возможны два типа аварий с выбросами радиоактивных элементов за пределы здания АЭС. Первый тип аварий — это разрушение твэлов ТК. Необходимые размеры локализирующих устройств для случаев таких аварий невелики, так как количество газа, которое может быть вынесено паром из реакторного пространства, составляет несколько десятков кубических метров (для реактора БАТЭЦ — около 20 м^3); весьма невелики и утечки воды из мест разрывов (теоретически несколько десятков тонн в 1 ч) вследствие малых проходных сечений трубок ТК. Такие локализирующие системы предусмотрены проектами и сооружены на всех АЭС с реакторами с трубчатыми твэлами. Для расхолаживания реактора при этих авариях достаточно штатных систем энергоблока. Второй тип аварии — это разрыв трубопроводов наибольшего диаметра в контуре реакторной установки (т.е. авария, квалифицируемая как мак-

симальная проектная авария — МПА).

При авариях подобного типа реакторы с трубчатыми твэлами и графитовым замедлителем имеют значительные преимущества по сравнению с реакторами со стержневыми твэлами в отношении количества специальных средств, обеспечивающих необходимую безопасность.

При использовании трубчатых твэлов отсутствуют продукты деления в теплоносителе, что подтверждено многолетним опытом эксплуатации нескольких реакторов такого типа. В контуре теплоносителя и на стенках трубопроводов и оборудования имеется небольшое количество активированных продуктов коррозии материалов труб контура, радиоактивность которых составляет несколько десятков кюри.

При полном истечении теплоносителя из контура в бокс, в котором размещена внешняя по отношению к реактору часть контура, за пределы здания АЭС, по предельным расчетным оценкам вынесется незначительная активность (не более $3,7 \times 10^{10}$ Бк — 1 Ки).

Анализ также показал, что для применяемых на Билибинской АТЭЦ реакторов достаточно защитная система аварийного охлаждения реактора (САОР), состоящая только из насосных подсистем. Такая структура САОР допустима в связи с невозможностью быстрого (в течение десятков секунд) разогрева твэлов до температуры, при которой могла бы произойти их массовая разгерметизация. Это качество установки обусловлено сочетанием особенностей конструкции активной зоны: хорошим тепловым контактом твэлов с графитовым замедлителем, обладающим большой теплоемкостью, и их исходными температурными уровнями перед МПА: в рабочем состоянии температура твэлов и, что особенно важно, температура графитового замедлителя существенно ниже температуры, при которой начинается разгерметизация оболочек твэлов.

Кроме того, хороший тепловой контакт графитового замедлителя [с одной стороны — с твэлами, а с другой — с каналами СУЗ (системы управления и защиты реактора)] создает возможность использования контура СУЗ в качестве одного из каналов

расхолаживания активной зоны при максимальной проектной аварии (МПА). В реакторах БАТЭЦ каналы СУЗ размещены в узлах решетки активной зоны в таких же ячейках, как и ТК. Их соотношение с ТК в центральной части активной зоны 1 : 3. Контур теплоотвода от каналов СУЗ замкнут на деаэратор конденсата турбины и независим от контура реакторной установки. Эффективность отвода тепла из реактора контуром СУЗ неоднократно проверена на реакторах БАТЭЦ экспериментально: после остановки реактора контур СУЗ продолжает отводить из активной зоны в течение 15–20 мин практически то же количество тепла (до 2,5% номинальной мощности реактора), что и при работе на мощности. При расхолаживании реактора по мере снижения температуры графитового замедлителя количество отводимого тепла контуром СУЗ соответственно уменьшается. Расчеты показывают, что при расхолаживании реактора в случае МПА только за счет контура СУЗ максимальная температура твэлов не достигнет значений, при которых возможна разгерметизация их оболочек.

Насосы аварийные и контура СУЗ имеют электропитание от аккумуляторов, обеспечивая расхолаживание при МПА с одновременным обесточением станции.

После 1973 г. на действующей БАТЭЦ сооружена схема САОР из агрегатов технологической схемы станции с дополнительными точками ввода воды в контуры. По плану реконструкции БАТЭЦ предусмотрена специальная общестанционная САОР с системой надежного электропитания ее агрегатов.

Следует отметить, что принятая конструкция контура естественной циркуляции реактора, а именно: многопетлевая схема контура (шесть независимых групповых петель, замкнутых на барабан-сепаратор), коллекторная схема отвода пароводяной смеси от ТК в барабан-сепаратор, наличие перепускного коллектора, соединяющего сборные коллекторы всех групповых петель, — позволяет применить упрощенную схему ввода воды от САОР (только в опускные трубопроводы групповых петель) при гарантии подачи воды от САОР во все ТК при разрыве трубопровода контура в любой его части.

Основные выводы по опыту эксплуатации БАТЭЦ

Опыт БАТЭЦ показывает ее высокую эффективность как ТЭЦ, поскольку отопительная нагрузка на ней имеет место в течение 9,5–10 мес. При этом в течение

режиме переменных нагрузок. Кроме того, АЭС, включенные в маломощные энергосистемы, должны оснащаться помимо аварийных источников электропитания, необходимых для расхолаживания реактора (например, на случай "развала" энергосистемы), также аварийными источниками

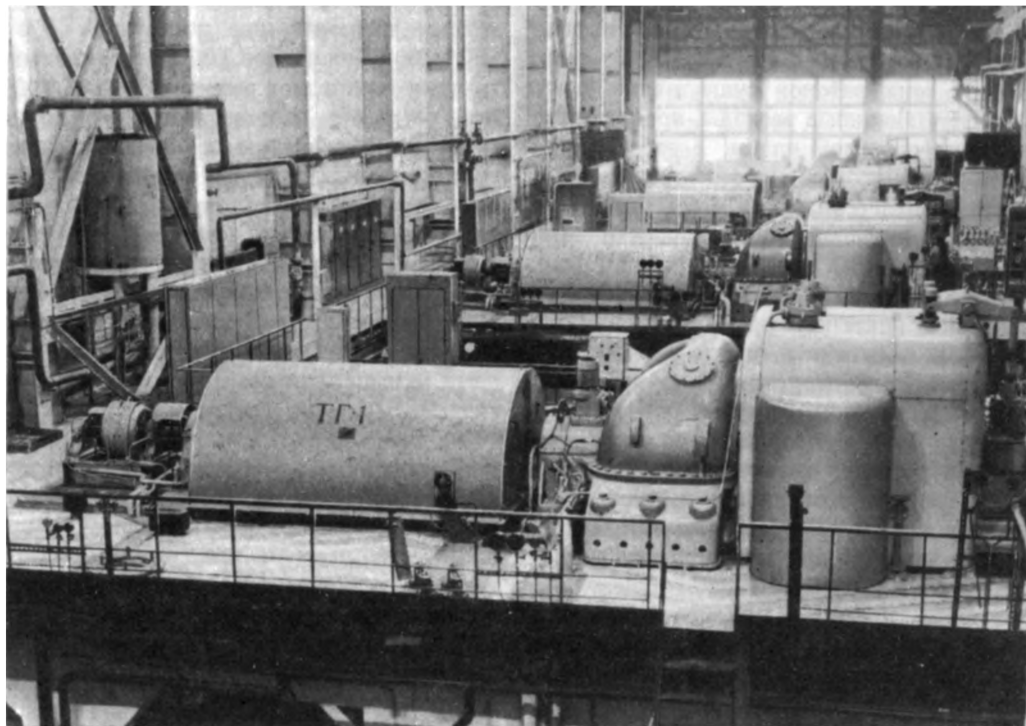


Рис. 1.19. Машинный зал Билибинской АЭС с турбоустановками

8 мес. отпуск тепла превышает 50% максимального значения.

Следует ожидать, что удельный вес вновь сооружаемых в удаленных районах АЭС в местных энергосистемах (энергоузлах) будет значителен (в пределах АЭС, состоящая из нескольких энергоблоков, может оказаться автономным энергоисточником). Поэтому к АЭС, проектируемым для районов Крайнего Севера, должны предъявляться требования обязательного участия в покрытии переменной части суточного графика нагрузки в регулировании частоты и напряжения в электрической сети. Соответственно реакторные установки для таких АЭС должны обладать высокой надежностью при систематической работе в

автономного запуска механизмов собственных нужд. Мощность этих аварийных энергоисточников целесообразно выбирать исходя из условия запуска одного энергоблока АЭС с учетом обеспечения общестанционных потребителей.

Значительную часть стоимости АЭС составляет стоимость реакторной установки и ее систем. Отсюда понятны высокие требования к ее надежности. В не меньшей степени необходимо предъявление соответственно высоких требований к турбоустановке в целях наиболее полного использования тепловой мощности реактора (рис. 1.19).

Для БАТЭЦ, а также для аналогичных АТЭЦ, предполагаемых к сооружению на

Крайнем Северо-Востоке, характерны высокие по сравнению с европейскими (в СССР) значения удельной стоимости. Это обстоятельство обусловлено в основном двумя факторами: повышенной стоимостью установленного 1 кВт при малой мощности электростанции (что справедливо для любого района строительства) и большим удорожанием строительно-монтажных работ в районах Крайнего Северо-Востока (коэффициент удорожания — до 5). Кроме того, на АЭС этих районов существенно выше и эксплуатационные расходы, прежде всего за счет заработной платы. В этом случае также проявляются два фактора: большее количество персонала на малых АЭС на единицу установленной мощности (по сравнению с АЭС с энергоблоками 1 млн. кВт примерно в 10 раз) и более высокая заработная плата персонала, обусловленная поясными льготами в оплате труда и продолжительности отпусков. В то же время стоимость ядерного топлива для районов Крайнего Севера повышается за счет транспортных расходов незначительно (на 10%). Перечисленные особенности находят отражение в структуре себестоимости электроэнергии на АЭС этих районов: топливная составляющая равна 10–20% общей себестоимости, тогда как на крупных АЭС в европейской части страны она составляет 50%. Отсюда следует очевидный вывод: для повышения эффективности АЭС (снижение себестоимости вырабатываемой энергии) в районах Крайнего Северо-Востока необходимо по возможности создавать АЭС на основе более крупных, чем на БАТЭЦ, энергоблоков — в десятки и сотни мегаватт. Естественно, что это должно быть увязано с дальнейшей перспективой роста потребления электроэнергии, развития строительства дальних электрических сетей и применения электроотопления в населенных пунктах с малыми отопительными нагрузками (несколько мегаватт).

Перспективы развития канальных водо-графитовых реакторов для АЭС удаленных районов

Успешный опыт эксплуатации БАТЭЦ показал, что водо-графитовые реакторы с естественной циркуляцией отвечают требо-

ваниям работы в составе энергоблоков АЭС удаленных районов. В связи с этим были выполнены проектные проработки реакторных установок для энергоблоков различной мощности. Тепловая мощность реакторных установок составляет 35, 70, 140, 280 и 580 МВт. Первые три РУ (35, 70, 140 МВт) разработаны с использованием технологических каналов БАТЭЦ (с трубчатыми твэлами), две последние (280 и 580 МВт) — на основе ТВС со стержневыми твэлами типа твэлов реактора РБМК-1000. Все установки мощностного ряда однотипны и выполнены с использованием положительных качеств опыта эксплуатации реакторной установки БАТЭЦ: естественная циркуляция кипящей воды с сепарацией в барабане-сепараторе насыщенного пара, направляемого на турбину.

Благодаря этому объем активной зоны и размеры реакторов со стержневыми твэлами меньше, чем реакторов с трубчатыми твэлами.

В то же время, как говорилось выше, для реакторов с трубчатыми твэлами проще решаются задачи аварийного охлаждения и локализации выхода радиоактивных продуктов деления при разгерметизации контура теплоносителя. Трубчатые твэлы лучше, чем стержневые, проверены при работе с переменными нагрузками.

Таким образом, для районов Северо-Востока предпочтительными являются реакторы с трубчатыми твэлами, которые и следует использовать там, где требуется относительно небольшая мощность.

Наиболее разработанной из вышеназванного мощностного ряда является реакторная установка тепловой мощностью 140 МВт, предназначенная для второй очереди БАТЭЦ. Выпущен технический проект этой установки. При ее разработке были учтены современные требования по безопасности, определяемые действующими нормами и правилами. Большое внимание уделено повышению теплостойкости в целях расширения возможных районов применения реакторной установки.

Одним из сложных вопросов повышения сейсмостойкости было обеспечение ее для графитовой кладки. С этой целью поперечные сечения смежных колонн выполнены разными. При таком конструктивном решении колонны имеют разную частоту соб-

ственных колебаний и в случае землетрясений возникающие при этом колебания взаимогасятся. Это проверено экспериментальными исследованиями.

Увеличение тепловой мощности реактора до 140 МВт осуществлено за счет увеличения числа каналов с топливом и некоторого повышения энергонапряженности активной зоны, что вполне допустимо.

Число петель в контуре естественной циркуляции принято равным восьми. Для реакторной установки разработан новый сепаратор пара, в котором исключены циклоны, имеющиеся в сепараторах первой очереди БАТЭЦ. Это решение позволяет улучшить условия для проведения периодического контроля метана сепаратора в процессе эксплуатации. Характеристики такого сепаратора обоснованы опытом успешной работы конструкций аналогичного типа и экспериментальными исследованиями.

В реакторах со стержневыми твэлами в целях обеспечения возможности их работы в режимах переменных нагрузок удельные энерговыделения приняты пониженными. Осуществлено профилирование энерговыделения по радиусу активной зоны путем использования двух значений обогащения урана. Для упрощения конструкции каналов и используемого оборудования перегрузки топлива осуществляется на остановленном реакторе, не требуется расстыковка тракта теплоносителя.

Характеристики активной зоны выбраны такими, чтобы обеспечить возможность работы реактора между перегрузками в течение одного года. Температура питательной воды принята равной 165 °С. Отсепарированная вода после смешения с питательной водой поступает в каналы снизу и отводится сверху.

Реакторы со стержневыми твэлами выполнены также с учетом сейсмичности районов предполагаемого размещения.

Выбор типа и характеристика реакторной установки должны осуществляться конкретно для каждого района в зависимости от имеющихся условий и потребностей в электрической и тепловой энергии.

Переход от трубчатых твэлов к стержневым в реакторе мощностью 280 и 580 МВт обусловлен тем, что применение стержневых твэлов позволяет увеличить

теплоотдающую поверхность в ТВС и за счет этого повысить единичную мощность ТК, а следовательно, увеличить мощность с единицы объема активной зоны в два раза по отношению к реакторам с трубчатыми твэлами.

1.10. Подготовка и переподготовка операторов АЭС

Опыт эксплуатации АЭС в СССР и за рубежом показал, что одной из причин аварий и отказов при работе АЭС являются ошибки персонала при эксплуатации энергоблоков в нормальных режимах, а также при устранении аварийных ситуаций. Любая ошибка оператора, приводящая к остановке энергоблока АЭС, может иметь серьезные последствия.

Согласно данным МАГАТЭ 24% аварий на АЭС совершаются по вине персонала станций, т.е. этих аварий не было бы, если бы персонал действовал бы иначе. Яркий пример — аварии на четвертом блоке Чернобыльской АЭС, на АЭС "Тримайл айленд" (США).

Свести к минимуму остановки и инциденты на АЭС из-за неправильных действий персонала можно, если проводить соответствующую подготовку и систематическую переподготовку персонала в учебно-тренировочных центрах (УТЦ) и учебно-тренировочных пунктах (УТП) при АЭС.

Тренажеры и учебно-тренировочные центры

С конца 60-х годов в некоторых странах, где действуют и строятся АЭС, построены учебные центры, оснащенные полномасштабными тренажерами.

По данным зарубежной печати в настоящее время в мире действуют более 70 полномасштабных тренажеров. Они широко используются не только для подготовки оперативного персонала АЭС, но и как средство, на котором отлаживают автоматизированные системы управления технологическими процессами энергоблоков АЭС до их внедрения.

В настоящее время в СССР действуют УТЦ Нововоронежский и Минэнерго УССР при Трипольской ГРЭС. Строятся вторая

очередь Нововоронежского и первая очередь Смоленского учебнотренировочных центров. Проектируются УТЦ при Запорожской АЭС и УТП при Билибинской и других АЭС.

До 1990 г. в СССР планируется ввести в эксплуатацию до 13 учебно-тренировочных пунктов при крупных АЭС.

В проблеме подготовки кадров для АЭС важное место занимают вопросы подготовки оперативного персонала как наиболее сложные и трудоемкие, поскольку они связаны с созданием специальных технических средств обучения, в особенности тренажеров. Только благодаря их применению можно достигнуть значительной интенсификации качества обучения, что в итоге приведет к сокращению продолжительности подготовки специалистов и увеличению пропускной способности УТЦ и УТП.

В процессе производственной деятельности оператор — неотъемлемая часть системы управления энергоблоком. Он активно взаимодействует с различными системами (средствами) управления, регулирования и отображения информации, осуществляя при этом сбор и переработку большого количества информации.

Успешная практическая деятельность персонала на АЭС будет возможна только при наличии у него определенных психофизиологических качеств (эмоциональная устойчивость, хорошая оперативная память, устойчивость внимания), хороших знаний конструкции, управляемости и особенностей энергоблоков, навыков оперативного мышления (умения быстрого приема и переработки большого количества информации и принятия решения в условиях жесткого лимита времени), умения и навыков по взаимодействию с различными системами, органами управления и контроля через моторное и информационное поля блочного щита управления (БЩУ) энергоблоком.

В течение последних двух-трех лет пересматриваются взгляды на назначение УТЦ и УТП в общей схеме подготовки и переподготовки оперативного персонала для АЭС.

В 1985 г. совместными усилиями объединения "Атомэнергоналадка" и ВНИИАЭС разработаны "Руководящие указания по проектированию и созданию учебно-трени-

ровочных пунктов для проведения тренировок эксплуатационного персонала атомных электростанций".

Учебно-тренировочные центры и пункты

Наиболее целесообразно следующее распределение функций между УТЦ и УТП. УТЦ должны обеспечивать первоначальное обучение и тренировку оперативного персонала конкретных типов энергоблоков и переаттестацию работающего персонала. Эта переаттестация должна проводиться периодически в виде курсов переподготовки, во время которых обучаемые должны ознакомиться с новыми методами выявления и ликвидации аварий, участвовать в анализе имевших место аварий на АЭС и сдавать экзамены для подтверждения своей квалификации. Основным назначением УТП должно быть поддержание на высоком уровне профессиональных качеств работающих операторов путем организации их систематической тренировки и обучения. Такие тренировки должны проводиться также после вынужденных перерывов в работе операторов, например после отпусков, болезни, остановки энергоблока в ремонт и др.

УТП вместе с УТЦ должны образовывать единую комплексную систему подготовки операторов. Четкое разделение функций УТП и УТЦ в процессе подготовки и переподготовки позволит значительно сократить нерациональные потери времени при обучении и тренировке специалистов, повысить качество подготовки и увеличить надежность работающих операторов. Анализ показывает, что виды учебной деятельности в УТЦ и УТП в основном должны быть идентичными и проводиться с использованием однотипных технических средств обучения и контроля. Отличия в учебном процессе в основном будут заключаться в продолжительности проведения курсов подготовки и переподготовки, что обусловлено назначением УТЦ и УТП.

Чтобы конкретизировать требования к составу технических средств обучения для УТП, рассмотрим основное назначение и характеристики технических средств, на которых реализуются отдельные виды учебной

деятельности системы подготовки операторов (СПО) для подготовки операторов АЭС.

Система подготовки операторов (СПО)

УТЦ для АЭС специализируются по типам энергоблоков АЭС и могут оснащаться несколькими СПО для увеличения их пропускной способности. Например, Нововоронежский УТЦ оснащается тремя очередями СПО для подготовки оперативного персонала энергоблоков с ВВЭР-1000, а Смоленский УТЦ — двумя очередями для подготовки оперативного персонала энергоблоков с РБМК-1000 и РБМК-1500 (в соответствии с проектами этих УТЦ).

Анализ профессиональной деятельности персонала показывает, что для операторов АЭС важным этапом является понимание происходящих процессов и умение пользоваться имеющейся информацией для принятия правильного решения. Умение точно ориентироваться в сложных производственных ситуациях и произвести их оценку, принять правильное решение, выработать соответствующий алгоритм действий и выполнить осознанные действия по его реализации — вот те основные профессиональные качества операторов, которые нужно закреплять и систематически восстанавливать путем подготовки и переподготовки в УТЦ и УТП. Программы обучения сочетают тренировку в имитированной рабочей обстановке с необходимым стажированием на реальном оборудовании действующих АЭС. Например, в основу организации учебного процесса в СПО положен принцип поэтапного формирования знаний, умений и навыков. Весь курс по каждой специальности разбивают на темы, изучение которых осуществляется путем циклического прохождения отдельных видов учебной деятельности.

В СПО предусмотрена возможность организации индивидуального обучения на всех этапах подготовки с использованием диалогового режима между обучаемыми и ЭВМ. Это позволяет многократно в режиме самоподготовки повторить отдельные фрагменты учебного материала и организовать текущий контроль их усвоения.

Единый учебный процесс в СПО включает следующие виды учебной деятельности: входной контроль знаний, лекционные занятия, текущий контроль усвоения пройденного материала, решение оперативных задач в режиме диалога с ЭВМ, тренажерные тренировки на имитаторах технологических отделений энергоблока и подготовку на тренажере.

СПО разрабатывают на базе серийных ЭВМ отечественного производства. При создании нестандартных устройств вычислительного комплекса СПО, тренажера и имитаторов применяют типовые решения и унифицированные конструкции.

Специальное математическое и программное обеспечение СПО, тренажера и других обучающих подсистем разрабатывают с использованием принципов модульного и структурного программирования. В их состав включают разнообразные сервисные средства, позволяющие автоматизировать процессы программирования ряда задач и осуществить эффективную эксплуатацию системы.

Учебный процесс в СПО осуществляется с использованием разработанных учебных материалов, программ обучения и строго регламентируемых учебных процедур. Разработка учебного процесса — одно из основных направлений работ по созданию СПО, уточняющее требования к математическому, программному и техническому обеспечению СПО.

"Диалог" и "Контроль"

Для организации и проведения в условиях УТЦ контроля знаний обучаемых и решения оперативных задач в режиме диалога с ЭВМ предусмотрены подсистемы "Диалог" и "Контроль".

Оперативные задачи, решаемые в подсистеме "Диалог", объединены в четыре класса и реализуются с помощью автоматизированной обучающей системы КОНТАКТ/М, разработанной Рижским политехническим институтом под методическим руководством филиала ВНИИАЭС.

В первом классе объединены задачи типа "Вопрос—ответ—комментарий", которые используются как при организации конт-

роля знаний в подсистеме "Контроль", так и при обучении, когда на экран дисплея выводятся комментарии или подсказки для направления действий обучаемых при допущении ими ошибок. Для каждой такой задачи задается контрольное время обдумывания, просрочка которого равносильна вводу неправильного ответа.

Вопросы, из которых автоматически составляются контролирующие тесты в подсистеме "Контроль", могут быть трех типов: линейные с альтернативными ответами; разветвленные, когда имеется возможность выдачи дополнительного вопроса в случае неверного ответа на основной вопрос; трехуровневые, когда дается вопрос средней трудности с переходом на вопрос повышенной трудности при правильном ответе и на вопрос пониженной трудности при неправильном ответе.

Во второй класс включены задачи, объединенные под названием "Имитация управления режимами технологических систем". В этих задачах обучающимся демонстрируют стационарное состояние технологической системы и предлагают выполнить определенный алгоритм. Когда обучающийся выбирает последовательность действий, то ему демонстрируется динамика протекания процесса, соответствующая его действиям. В результате решения задач этого класса обучающиеся приобретают навыки по правильному выбору алгоритма деятельности в различных ситуациях.

Задачи третьего класса объединены под названием "Управление режимами технологических систем в динамике" и имеют целью продемонстрировать обучающимся существующую взаимосвязь основных режимных параметров. В этих задачах на экране дисплея демонстрируется динамика изменения параметров моделируемого режима, ведущего к аварийной ситуации. Задача обучающихся заключается в предотвращении аварийных ситуаций путем воздействия на технологический процесс. Моделируемые режимы должны протекать в реальном масштабе времени.

Причинно-следственные связи технологических процессов и ситуаций обучающиеся изучают при решении задач четвертого класса, которые объединены под названием "Моделирование деревьев оценки ситуаций (ДОС)". В этих задачах обучающиеся осу-

ществляют поиск и обнаружение причин, приводящих к технологическим отклонениям.

Техническая база для проведения контроля знаний и решения оперативных задач включает ЭВМ серии ЕС и локальный дисплейный комплекс ЕС-7920.

Для исключения необходимости программирования на языке КОНТАКТ/М, что требует наличия квалифицированных программистов, предусмотрена возможность составления программ контролирующих вопросов и тестов с помощью ЭВМ путем записи текстов вопросов на специальных бланках (формах) на обычном языке.

Имитаторы предназначены для связи теоретических знаний, полученных ранее при прослушивании лекций и решении оперативных задач, с практическим опытом управления энергоблоком, приобретаемым на тренажере.

На имитаторах обучающиеся развивают навыки понимания происходящих процессов в технологических системах энергоблоков для выработки и реализации правильного алгоритма деятельности. При реализации имитаторов реальный БЦУ заменен графическими цветными дисплеями и обобщенными технологическими мнемосхемами (ОТМ). Эта замена практически не снижает полную информационного обеспечения операторов, так как на ОТМ отображается состояние основного оборудования отделений энергоблока (загораются сигнальные лампы, управляемые от ЭВМ), а на графические дисплеи выводится вся необходимая информация по каждому из фрагментов ОТМ с ее отображением на подробных технологических схемах этих же фрагментов.

Регулирование технологических параметров и управление оборудованием на имитаторах можно осуществлять как с помощью клавиатуры дисплеев, так и реальными ключами, программно (или аппаратно) подключаемыми к тому или иному оборудованию. В состав СПО включен также полномасштабный тренажер, на котором рабочие места обучающихся моделируют реальную рабочую обстановку: БЦУ тренажера является дубликатом реального БЦУ.

Наличие полномасштабного тренажера энергоблока в СПО наряду с другими техническими средствами обучения позволяет

персоналу отрабатывать навыки управления энергоблоками АЭС в нормальных и аварийных режимах, которые зачастую небезопасно воспроизводить на реальном оборудовании АЭС.

На полномасштабном тренажере обучаемые закрепляют оперативные знания и умения, полученные на предыдущих этапах подготовки, в результате чего у них формируются устойчивые оперативные навыки по управлению энергоблоком.

УТП будут оснащаться также комплексом оборудования для проведения психофизиологического контроля поступающего в УТП персонала для отбора кандидатов на оперативные должности. Такой контроль необходим, чтобы исключить случаи зачисления на оперативные должности людей, по своим психофизиологическим характеристикам не соответствующих требованиям, предъявляемым к оператору.

Работающий на АЭС оперативный персонал периодически должен проходить психофизиологический контроль, чтобы вовремя обнаружить ухудшение психофизиологических характеристик отдельных операторов и принять меры к их восстановлению, тем самым исключив вероятность возникновения аварий на АЭС по этой причине. Поэтому объем проводимых систематических учебно-тренировочных занятий в УТП для поддержания необходимого уровня профессиональных знаний, умений и навыков работающего оперативного персонала должен определяться после периодических контрольных процедур по выявлению уровня профессиональных знаний, умений и навыков каждого оператора.

Помимо отмеченного в УТП оперативный персонал АЭС должен иметь возможность "проигрывать" на технических средствах планируемые режимы перед их реализацией и изучать новые или модернизированные технологические системы и оборудование.

Для реализации изложенных выше функций и задач УТП необходимо оснащать комплексом аппаратуры для проведения контроля психофизиологических характеристик работающих операторов, системами "Контроль" и "Диалог" для организации обучения и контроля знаний и умений оперативного персонала и тренировочными средствами.

Роль тренировок и требования к техническим средствам обучения УТП

Основные требования к техническим средствам обучения УТП станций сводятся к следующему: они должны быть максимально унифицированы, занимать малую площадь, иметь малую стоимость и обладать достаточной надежностью и простотой в процессе эксплуатации. При этом необходимо учитывать основные тенденции развития ядерной энергетики и развития средств отображения информации. Уже сейчас разрабатываются БЩУ для АЭС третьего и четвертого поколений, основанные на глубокой и многоступенчатой переработке информации при помощи управляющих вычислительных систем, входящих в состав автоматизированных систем управления технологическими процессами АЭС. Из общей массы информации с помощью таких систем выделяются необходимые данные и в оптимальной форме представляются оператору через разветвленную сеть активных средств отображения информации, например дисплеев.

Существующее в настоящее время представление о роли тренировок оперативного персонала на тренажерах (полномасштабных, с реальным БЩУ) как способе добиться "автоматизма" в действиях операторов при устранении сложных аварийных ситуаций является, по-видимому, ошибочным. Это объясняется тем, что добиться "автоматизма" в действиях операторов во всех возможных производственных ситуациях практически невозможно ввиду их огромного количества. Очевидно, что на тренажерах операторы изучают только ограниченное число режимов и ситуаций и приобретают необходимые качества по "автоматическому" выполнению действий только в аналогичных режимах. Но, к сожалению, знания, полученные операторами на тренажерах по ликвидации сложных аварийных ситуаций, на реальных энергоблоках могут и не понадобиться. Вероятность того, что сложные аварийные ситуации на энергоблоках могут повторяться, ничтожно мала. Это подтверждается и опытом многолетней эксплуатации АЭС.

Исходя из вышесказанного можно утверждать, что во время систематических

тренировок в УТП основной акцент должен быть сделан не на достижения "автоматизма" в действиях операторов в различных сложных производственных ситуациях, а на восстановление и развитие навыков понимания происходящих процессов, выработки и реализации правильного алгоритма деятельности.

Такой подход существенно изменяет требования к рабочим местам обучающихся на тренажере (моторным и информационным полям) с точки зрения их разумного упрощения и позволяет заменить реальный БЩУ графическими цветными дисплеями и обобщенными технологическими мнемосхемами. Этим удовлетворяются основные требования, предъявляемые к техническим средствам УТП: максимальная унификация оборудования, занимаемая малая площадь, низкая стоимость, надежность и простота в эксплуатации.

Аналогично описанным выше имитаторам на ОТМ отображается состояние основного оборудования отделений энергоблока, а на графических дисплеях выводится вся необходимая информация по каждому из фрагментов ОТМ. Информация по предупредительной и аварийной сигнализации отображается как на ОТМ (мигание ламп) и графических дисплеях (мигание символов, знаков или изменения их цвета), так и на алфавитно-цифровых дисплеях в виде текстов по мере появления сигналов.

Операции по регулированию технологических параметров и управлению оборудованием на таком тренажере можно осуществлять как с помощью клавиатуры дисплея, так и реальными ключами, программно (или аппаратно) подключаемыми к тому или иному оборудованию.

На каждом рабочем месте обучающихся устанавливаются два графических и один алфавитно-цифровой дисплей, видеомагнитофон и пульт с реальными органами управления для выполнения операций по регулированию технологических параметров или управлению оборудованием.

Графические дисплеи типа ИПГ-Ц выполнены на базе цветных телевизоров и могут работать как в режиме телевизионного приемника, так и в режиме дисплея. С помощью видеомагнитофонов и ИПГ-Ц можно организовать демонстрацию учебных фильмов, лекций или технологической ин-

формации в виде схем, изображений оборудования, реальных рабочих мест и др.

Число рабочих мест обучающихся выбирается таким образом, чтобы иметь возможность одновременно тренировать смену в полном составе.

Рабочее место инструктора оборудуется алфавитно-цифровым дисплеем со своей клавиатурой. Обобщенные технологические мнемосхемы и пульта с реальными органами управления подключаются к ЭВМ тренажера через устройства связи с объектом, входящие в состав управляющих ЭВМ.

Описанный состав технических средств обучения позволяет не только проводить тренировочные занятия, но и организовать контроль знаний эксплуатационного персонала АЭС, используя при этом алфавитно-цифровые дисплеи и пакеты прикладных программ (например, модификацию обучающей системы КОНТАКТ/М для управляющих ЭВМ). Эти же средства обеспечивают решение оперативных задач, которые будут способствовать развитию оперативного мышления операторов.

В настоящее время системы "Контроль" и "Диалог" реализованы на ЭВМ серии ЕС и до начала функционирования УТП могут быть внедрены на действующих АЭС (на имеющихся в наличии ЭВМ) для организации подготовки специалистов и контроля их знаний. Особенно эффективным будет использование этих систем в подготовке персонала АЭС для сдачи периодических экзаменов по правилам техники радиационной безопасности, правилам технической эксплуатации и другой регламентирующей документации, знание которой является обязательным как для эксплуатационного, так и для руководящего персонала АЭС. При этом значительно сократятся сроки проведения таких экзаменов и облегчится работа комиссий, принимающих экзамены.

Эффективность переподготовки оперативного персонала в УТП можно повысить не только оснащением их необходимыми техническими средствами обучения, но и укомплектованием их высококвалифицированным инструкторско-преподавательским персоналом и учебной литературой. С учетом больших трудностей в укомплектовании всех УТП высококвалифицированными инструкторами необходимо по возможности шире реализовать режим само-

подготовки специалистов с использованием машинных методов обучения и контроля знаний, умений и навыков.

Математическое обеспечение тренажеров

Трудоемкость разработки математического обеспечения тренажеров для УТЦ и УТП велика, она занимает первое место среди других видов работ.

При разработке математического обеспечения тренажеров используются два основных принципа, которые приводят к значительному ускорению работ по созданию новых тренажеров, повышению надежности их работы.

Выделяется та часть математического обеспечения, которая является неизменной для всех типов тренажеров. Эта часть названа *специальным математическим обеспечением* тренажеров. В ее функции входит: автоматизация программирования тренировочных занятий; автоматизация сборки общей программы динамической модели энергоблока из отдельных программных модулей; организация и проведение тренировочных занятий с обеспечением вмешательства инструктора в процессе занятия; формирование оценки за проведенное занятие и получение распечатки хода занятия.

Второй принцип относится к разработке методики сборки программы энергоблока из отдельных программ математических моделей технологических систем и оборудования энергоблоков и заключается в уменьшении трудозатрат при разработке и заполнении библиотек программ (модулей) и их обновлении. Эта часть математического обеспечения называется *проблемной* и разрабатывается для каждого тренажера с учетом особенностей конструкции, системы управления и характеристик оборудования моделируемого энергоблока.

Изложенные выше принципы реализуются в тренажере, разрабатываемом для Нововоронежского УТЦ. В отличие от существующих тренажеров здесь предусмотрена возможность организации индивидуальных тренировок с использованием диалога между обучаемыми и электронными вычислительными машинами тренажера. Это

позволяет многократно повторять отдельные фрагменты тренировочных занятий для обеспечения их надежного усвоения.

Согласно устоявшемуся в настоящее время представлению занятия на тренажерах должны проводиться под руководством инструкторов. Очевидно, что при таком подходе качество подготовки операторов на тренажерах всецело определяется профессиональной подготовленностью инструкторов и их педагогическими способностями.

Роль учебно-тренировочных занятий (УТЗ)

Высокого качества подготовки операторов на тренажерах и эффективного использования заложенных в тренажерах возможностей можно добиться путем хорошо отработанных и прошедших апробацию учебно-тренировочных занятий. Поэтому их разработка и проведение являются одним из важных этапов создания тренажеров и их учебного обеспечения.

Количество занятий, создаваемых для тренажеров, большое. Состав внедренных в эксплуатацию УТЗ постоянно может обновляться и изменяться. Такое положение требует создания специальных программных средств для уменьшения трудозатрат при программировании занятий и организации их хранения в памяти ЭВМ тренажера.

Каждое УТЗ имеет свои цели и разнообразные пути их достижения. Стратегия, по которой строится каждое тренировочное занятие, — это обучение наиболее правильной последовательности действий (названных эталонными алгоритмами деятельности), при выполнении которых в заданных лимитах времени обеспечивается достижение целей, поставленных перед занятием.

Управление процессом тренировки осуществляется с использованием эталонных алгоритмов деятельности операторов при ведении нормальных и аварийных режимов. Эталонные алгоритмы деятельности формируются на базе описания оперативной деятельности операторов путем достаточно глубокого и всестороннего анализа различных ветвей графа деятельности.

Занятие на тренажере проводится в режимах обучения и контроля. В режиме обучения отклонения от эталонного алгоритма фиксируются ЭВМ, что является критерием повторения отдельных фрагментов УТЗ и организации диалога с ЭВМ. В этом режиме на экраны дисплеев выводятся поощряющие реплики и указания для управления ходом тренировочного занятия. В режиме контроля диалог с ЭВМ отключается, и по завершении хода занятия получается его распечатка.

Очевидно, что предсказать любые типы отклонений от эталонного алгоритма действий невозможно из-за их огромного количества. Единственный выход из этого положения — объединение мелких операций в действия, представляющие собой конкретные технологические понятия, выполнение или невыполнение которых может влиять на процесс, изучаемый в данном занятии.

Начало и конец каждого действия должны быть четко определены значениями переменных или постоянных параметров соответствующей технологической системы.

Отклонения от эталонного алгоритма деятельности можно выявить путем контроля выполнения действий. Это означает, что действие считается выполненным, если достигается конкретное соотношение параметров и переменных на данном этапе УТЗ. Если же такое соотношение не достигается, то считается, что действие не выполнено независимо от того, какая элементарная операция не произведена. Очевидно, что при выполнении действий контроль за последовательностью элементарных операций не производится, так как в соответствии с определением действий при любой последовательности элементарных операций достигается конечная цель — заданное соотношение переменных и параметров.

Эталонный алгоритм деятельности включается в план (сценарий) занятия, на основании которого составляется программа тренировки. В план занятия включаются также описания модели энергоблока и элементы методического управления тренировкой: вывод сообщений, останов хода занятия, возврат в фиксированные промежуточные положения, названные контрольными точками, которые целесообразно

осуществить в данном УТЗ в зависимости от хода занятий.

Первым шагом по созданию программных средств для автоматизации работ по программированию планов УТЗ является разработка языка написания планов УТЗ. При вводе планов УТЗ в ЭВМ на основании этих формализованных описаний формируются критерии, по которым производится контроль за деятельностью обучаемых и управление ходом тренировочных занятий.

Язык написания планов УТЗ и его транслятор (интерпретатор) позволяют значительно уменьшить трудоемкость разработки программ УТЗ. Составление программ тренировки в этом случае сводится к написанию планов УТЗ на предлагаемом языке и их последующей трансляции.

Другим достоинством предлагаемого языка является независимость программ математических моделей энергоблока от технологических алгоритмов деятельности операторов, что определяет процесс развития воспроизводимых на тренажере режимов.

Математическая модель энергоблока АЭС и ее программа должны с достаточной точностью и полнотой отражать как технологические процессы и режимы работы оборудования, так и работу системы управления, защит, блокировок, арматуры, насосов и автоматических регуляторов. С другой стороны, математическая модель энергоблока должна быть достаточно простой, чтобы обеспечить достижение реального времени воспроизводимых на тренажере процессов с использованием серийно выпускаемых ЭВМ.

Математическая модель энергоблока для тренажера

Как уже отмечено, БЩУ полномасштабного тренажера является дубликатом БЩУ энергоблока. Все дискретные и аналоговые входы и выходы БЩУ подключаются к ЭВМ. Этим достигается возможность включить в планы УТЗ любые органы управления и контроля. Для тренажеров УТП данное положение соблюдается автоматически из-за универсальности его средств отображения и моторного поля.

Вся технологическая схема энергоблока разбивается на сравнительно автономные модули, для которых составляются математические модели. Все модули по своим входам и выходам согласованы. Каждый модуль может иметь несколько разновидностей математических моделей, отличающихся составом моделируемых ситуаций, нормальных и аварийных режимов. Количество разновидностей моделей для каждого модуля не ограничено.

Программы математических моделей всех модулей включаются в библиотеку модулей с соответствующими названиями.

Следует отметить, что математические модели модулей в свой состав включают как дифференциальные (алгебраические) уравнения, описывающие нейтронно-физические, теплофизические, гидравлические и электромеханические процессы, так и логические уравнения, описывающие работу арматуры, насосов, регуляторов и обеспечивающие связь между органами управления и контроля БЩУ с дифференциальными (алгебраическими) уравнениями процессов. Такие математические модели являются полными для тренажера и названы логико-динамическими моделями технологических систем и оборудования АЭС.

В зависимости от моделируемых на тренажере ситуаций и воспроизводимых на нем режимов математическая модель энергоблока будет собираться из модулей с соответствующими для данного УТЗ математическими моделями.

При возникновении необходимости включить в программу занятий на тренажере изучение новых ситуаций или режимов достаточно ввести соответствующие изменения только в ограниченном количестве модулей, разработать их программы и включить в библиотеку модулей новые их разновидности.

Обновление и пополнение библиотеки модулей будет представлять собой непрерывный процесс, так как с накоплением опыта эксплуатации энергоблоков АЭС будут все время выявляться новые ситуации, изучение которых с методической и технологической точек зрения будет признано более целесообразным.

Учебно-тренировочные занятия на тренажере могут проводиться в режиме само-

подготовки и под руководством инструктора. Первый режим возможен на занятии с жестким сценарием, когда их планы составляются с использованием операторов вышеописанного языка. Под руководством инструктора в основном будут проводиться УТЗ со свободным сценарием, когда инструктор имеет возможность вмешиваться в процесс тренировочного занятия.

Роль инструктора при обучении на тренажере

Для обеспечения эффективного управления процессом проведения тренировочных занятий в состав специального математического обеспечения тренажера включен язык директив инструктора, с помощью которого можно реализовать следующие функции:

- активизацию соответствующего УТЗ;
- прекращение, продолжение или завершение УТЗ;

- формирование контрольной точки в процессе занятия с возможностью возврата в эту точку;

- перевод занятия в контрольную точку, предусмотренную в данном УТЗ, и запуск занятия с этой точки;

- ввод новых значений ряда параметров (переменных) математических моделей;

- ввод аварий и нарушений в работе технологических систем и оборудования энергоблока;

- оценку работы операторов и получение распечатки хода занятия.

Технические средства тренажера, в частности вычислительный комплекс, komponуются на базе серийно выпускаемых изделий, например на базе ЭВМ (ЕС-1045) СМ-2М или СМ-1210 с необходимым составом устройств связи с объектом. Нестандартные устройства разрабатываются и изготавливаются с условием, чтобы их можно было использовать на тренажерах любого типа.

В заключение следует отметить, что при разработке математического и программного обеспечения тренажеров и других технических средств обучения системы подготовки операторов необходимо предусмотреть для технологов, методистов и инструкторов достаточно широкие возможности по

планированию и проведению учебно-тренировочных занятий с применением элементов привычных им понятий и языка общения. С другой стороны, в системе подготовки операторов должны быть реализованы элементы адаптивного обучения, заключающиеся в организации управления тренировкой в зависимости от индивидуальных качеств обучаемых.

1.11. Средства вычислительной техники в АСУ АЭС с реакторами ВВЭР-1000

Строительство АЭС с реакторами ВВЭР-1000 в СССР требует наилучшей организации эксплуатации и сокращения численности эксплуатационного, в том числе оперативного, персонала.

Решение этих вопросов возможно лишь при комплексной автоматизации технологического процесса производства электроэнергии на АЭС, при использовании в системах управления оборудования энергоблока технических средств, построенных на базе микроэлектроники и вычислительной техники.

В современной концепции АСУ атомная электростанция рассматривается как единый технологический объект управления, а автоматизированная система управления — как многоуровневая.

Проектом унифицированной АЭС, первой из которых является Запорожская АЭС (ЗАЭС), предусмотрен высокий уровень автоматизации энергоблоков: управление около 2000 единиц запорной арматуры, 250 регулируемыми органами и 700 механизмами. При этом основная задача — обеспечение ядерной и радиационной безопасности, отвечающей отечественным и международным нормам по безопасности АЭС и охране окружающей среды.

Проект автоматизированной системы управления выполнил институт "Атомтеплоэлектропроект" в составе рабочего проекта АЭС.

В нем предусматривается автоматическое управление системами безопасности и функционально связанными группами оборудования, поддержание технологических параметров в заданных пределах, защита оборудования от перегрузок и ряд других

функций. При этом сохраняется возможность управления отдельными механизмами оператором с блочного щита управления (БЩУ) или с местного поста управления.

Оператору отводится активная роль в принятии решения при возникновении возмущений в технологическом процессе в ситуациях, не предусмотренных алгоритмом управления, в нормальных и переходных режимах, а также в случае отказа автоматики и при аварийном режиме.

По конструктивно-функциональному признаку АСУ энергоблока Запорожской АЭС подразделена на подсистемы: информационную; автоматического регулирования; автоматического управления; технологической защиты, блокировки и сигнализации; внутриреакторного контроля; управления турбоагрегатом.

Информационная подсистема осуществляет сбор первичной информации, в основе которой — унифицированный токовый сигнал 0–5 мА (получаемый от первичных преобразователей), распределение этого сигнала по потребителям, дальнейшее преобразование (например, в дискретный сигнал), а также представление информации на показывающих и самопишущих приборах и дисплеях.

Необходимо отметить преимущество этого способа представления информации в виде таблиц, графиков, фрагментов мнемосхем. В результате такого решения резко сокращено количество индивидуальных приборов на БЩУ.

Подсистема автоматического регулирования, выполненная на микроэлектронной элементной базе в приборном исполнении ("Каскад-2"), служит для поддержания ряда технологических параметров в заданных пределах (например, уровня воды в парогенераторах и т.п.).

Подсистема автоматического управления осуществляет пуск и остановку отдельных узлов оборудования, входящего в функциональные группы по заданной программе (например, пуск, разворот и нагружение турбины и т.д.). В случае отказа функциональной группы предусмотрена возможность управления механизмами, входящими в эту группу, оператором с соответствующих пультов на БЩУ.

Подсистема технологических защит и блокировок автоматически отключает от-

дельные виды оборудования, останавливает агрегаты, снижает нагрузку блока в случае возникновения аварийных ситуаций.

Для реализации информационно-вычислительных и частично управляющих функций Центральный научно-исследовательский институт комплексной автоматизации разработал управляющую вычислительную систему "Комплекс-Титан-2" на базе ЭВМ СМ-2М в виде трехуровневой структуры, на первом уровне которой использован комплекс связи с объектом КСО М-64 для приема и первичной обработки сигналов, на втором — ЭВМ СМ1634 в качестве концентратора сигналов и на третьем — ЭВМ СМ-2М и рабочие места операторов-технологов, выполняющих роль вычислителей, функции представления информации, регистрации текущих событий и аварийных ситуаций и др.

Для автоматического и дискретного управления применен унифицированный комплекс технических средств и устройства логического управления второго уровня УЛУ2-ЭВМ. В отличие от разработок предыдущего поколения, выполненных на релейных элементах, этот унифицированный комплекс осуществлен на микроэлектронных компонентах (разработка НПО "Элва"). Комплекс является нижним уровнем АСУ, обеспечивает прием команд от оператора или от автоматических устройств более высокого уровня, прием информации о положении объектов управления, их обработку и выдачу команд на исполнительные органы, а также выдачу информации в другие подсистемы АСУ.

Унифицированный комплекс реализует следующие функции: дискретное управление, дистанционное управление, защиту и блокировки, сигнализацию. Одновременно были разработаны элементы: устройства преобразования аналогового сигнала в дискретный и размножение унифицированного токового сигнала.

Таким образом, для АСУ унифицированных энергоблоков АЭС значительно обновлен парк технических средств и усовершенствованы схемные решения. Это принято с целью значительного расширения функциональных возможностей, улучшения технических характеристик, достижения максимально возможной унификации.

Однако реализованная на указанных принципах и аппаратуре АСУ энергоблока с ВВЭР-1000 оказалась очень громоздкой (более 1000 шкафов оборудования). При ее наладке и эксплуатации возникли серьезные трудности.

В процессе эксплуатации блока возникла также необходимость некоторой перестройки на блочном щите управления средств отображения информации и управления для обеспечения действий оперативного персонала в переходных режимах.

Предусмотренные мероприятия по повышению надежности аппаратуры, доработке и завершению проекта АСУ позволяют значительно повысить ее эксплуатационные характеристики. Но качественное улучшение основных эксплуатационных характеристик энергоблока — безопасности, надежности и экономичности — может быть реализовано только на основе современных и перспективных достижений в области микроэлектроники, систем передачи данных, системотехники и других смежных наук.

Для решения указанных задач необходим большой объем контроля технологических параметров и состояния оборудования. В свою очередь это определяется успешным решением следующих вопросов:

разработкой и внедрением методов и средств контроля и диагностики оборудования и металла и решением на их базе многочисленных задач по прогнозированию ресурса работы;

разработкой методов прогнозирования хода технологического процесса и выработкой "советов" оператору;

разработкой методов и средств регулирования для повышения динамической устойчивости энергоблока в различных пусковых и переходных режимах;

разработкой методов и средств общения оператора с объектом управления в условиях больших динамических потоков информации в нормальных и аварийных режимах.

Наиболее перспективным направлением для решения всех перечисленных задач являются средства вычислительной техники и методы цифровой обработки информации.

Необходимо остановиться на некоторых основных особенностях вычислительной

техники, которые дают основание считать возможным выполнение указанных задач: возможность анализа, интегрирование информации и представление ее в виде обобщенных параметров, а также их прогнозирование; возможность выполнения одним устрой-

представляется возможным сформулировать некоторые технические и эксплуатационные требования, обеспечивающие выполнение требуемых функций.

Наряду с характеристиками, приведенными в табл. 1.8, нужно отметить некоторые требования, выполнение которых необходи-

Т а б л и ц а 1.8. Некоторые характеристики ЭВМ, используемых в АСУ энергоблока с ВВЭР-1000

Характеристика ЭВМ	Мини-ЭВМ	Микро-ЭВМ А	Микро-ЭВМ Б
Производительность (коротких операций/с)	$(4 \div 6) \cdot 10^6$	$(0,8 \div 1,0) \cdot 10^6$	$(0,3 \div 0,5) \cdot 10^6$
Разрядность	32	16	16
Объем ОЗУ (ПЗУ/ППЗУ), доступного пользователю, Кбайт	$(4 \div 8) \cdot 10^3$	$(0,5 \div 1,0) \cdot 10^3$	4–32
Скорость передачи по каналу, Мбайт/с	4	2	0,5–1,0
Состав внешних ЗУ	НМД, НМЛ	НМД, квазидиски	–
Средства для создания общего поля внешней памяти (НМД, НМЛ)	+	+	–
Средства для создания многомашинных комплексов (в том числе мажоритарных, распределенных и т.д.)	+	+	+
Конструктивное оформление	Шкаф	Шкаф	Одноплатная встраиваемая
Наличие устройств связи с объектом (УСО)		+	Определяется применением
Питание	~ 220 В = 220 В	~ 220 В = 220 В	Определяется применением
Вентиляция	Допускается принудительная внешняя		
Сохранение информации при потере питания	–	До 30 мин	До 1 ч

ством многих функций (измерение, обработка, передача информации, выдача команд и управляющих воздействий) одновременно;

адаптация характеристик выполняемых задач к режиму функционирования объекта;

инвариантность по отношению к решаемым задачам в ограниченном, но достаточно широком диапазоне.

Эти и другие качества средств вычислительной техники (например, компактность, малая потребляемая мощность, высокая заводская готовность, возможность самопроверки и др.) создают потенциальную возможность разработки высокоэффективной, экономичной системы управления атомным энергоблоком.

На основании анализа функций, выполняемых АСУ энергоблока, параметров современной и перспективной микроэлементной базы и структурных тенденций развития средств вычислительной техники

мо для успешного функционирования разрабатываемой системы:

указанные в табл. 1.8 ЭВМ должны быть совместимы с учетом использования их в единой системе и различием в классах решаемых задач;

в системе должно быть обеспечено ведение единого времени с точностью не хуже ± 10 мс;

время реакции системы на внешнее событие или запрос оператора должно быть не хуже 1 с;

должны быть разработаны кросс-системы и средства автоматизации программирования;

должно быть обеспечено отсутствие ложных команд при отказах, ремонте, проведении техобслуживания.

Современное состояние и прогнозируемое развитие локальных вычислительных сетей наряду с развитием элементной базы микроэлектроники позволяют считать локальные вычислительные сети средством,

при помощи которого могут быть обеспечены требуемые характеристики АСУ энергоблока. Говоря о топологии локальной вычислительной сети, можно отметить, что ни один вариант *чистой* структуры, будь то *звезда*, *цепь*, *магистраль* или *граф*, не сможет в полном объеме удовлетворить потребителя. Здесь необходим разумный компромисс в топологии и модификации связи. На данном этапе можно сформулировать следующие требования к локальной вычислительной сети АСУ атомного энергоблока:

длина 1–3 км;

количество узлов 32–64;

скорость передачи 10^7 бит/с;

допустимая задержка передачи сообщения 0,1 с;

использование радиовещательного режима (несколько адресов при одном источнике);

средняя длина сообщения — до 32 16-рядных слов;

вероятность ошибки при передаче 10^{-12} — 10^{-14} 1/бит;

режим — (полу)дуплексный.

Изложенное не охватывает всех требований к средствам вычислительной техники для использования в АСУ атомных энергоблоков и их номенклатуре (в частности, не рассмотрены средства связи с объектом, устройства отображения и регистрации информации и т.д.). Однако приведенные требования являются основными, и средства вычислительной техники, удовлетворяющие им, позволяют создать эффективную систему управления мощных атомных энергоблоков.

1.12. Атомные ледоколы и торговый флот

Среди достижений нашей страны, с которыми она пришла к 70-й годовщине Великого Октября, — возникновение нового и практически самостоятельного направления использования атомной энергетики в народном хозяйстве — атомного судостроения Страны Советов.

Юбилей Октября встречают завершением строительства атомных судов сразу два коллектива судостроителей — Балтийского завода им. Серго Орджоникидзе и керчен-

ского завода "Залив" им. Б.Е. Бутомы. А начало пути было 30 лет назад, когда 5 декабря 1957 г. на Адмиралтейском заводе в Ленинграде состоялся торжественный спуск на воду первого в мире гражданского атомного судна-ледокола "Ленин". В то время это было смелым шагом в судостроении. Решение о строительстве мощного атомного ледокола было продиктовано народнохозяйственной необходимостью широкого и планомерного освоения районов Крайнего Севера нашей страны, требовавшего прокладки морских путей вдоль ее северного побережья. Норильские руды цветных металлов, игарский ценнейший лесоматериал, газ и нефть Ямала и многие другие богатства северного края — все это ждало надежно действующих транспортных трасс и соответствующих транспортных средств, пригодных для больших грузопотоков.

Атомный ледокол "Ленин" вошел в ряд выдающихся отечественных достижений того времени одновременно с такими достижениями, как искусственный спутник Земли. Сегодня Советский Союз обладает мощным судостроением, в котором строительство атомных ледоколов приобрело характер серийного производства.

Логическим следствием развития мощного атомного ледокольного флота явилось создание транспортных судов усиленного ледового класса, способных самостоятельно, а на сложных ледовых участках — с ледоколами совершать свободное плавание на арктических трассах не только летом, но и поздней осенью и ранней весной. В Западном секторе Арктики плавание транспортных судов уже осуществляется круглый год. Вынужденная зимовка судов ушла в далекое прошлое.

Многоцелевое ледокольно-транспортное судно "Архангельск" в конце сентября 1983 г. не только проделало самостоятельно в течение недели путь от порта Кандалакша в Белом море до порта Певек в Восточно-Сибирском море, но и по прибытии в Певек успешно принимало участие вместе с ледоколами в освобождении из ледового плена в Айонском массиве более слабых транспортных судов. Во второй половине ноября того же 1983 г. теплоход "Архангельск" выполнил рейс из порта Мурманск в порт Дудинка за продукцией

Норильского горно-обогатительного комбината. Показательны также успехи другого ледокольно-транспортного судна — "Тикси". В довольно поздний навигационный период — с 8 ноября по 6 декабря 1985 г. — этот теплоход при поддержке ледоколов совершил рейс с зерном из пор-

та Ванкувер (Канада) в Архангельск. Это уже начало освоения круглогодичных трансарктических морских перевозок.

Пополнение арктического флота атомными транспортными судами, такими как лихтеровоз-контейнеровоз "Севморпуть", постройки керченского завода "Залив"

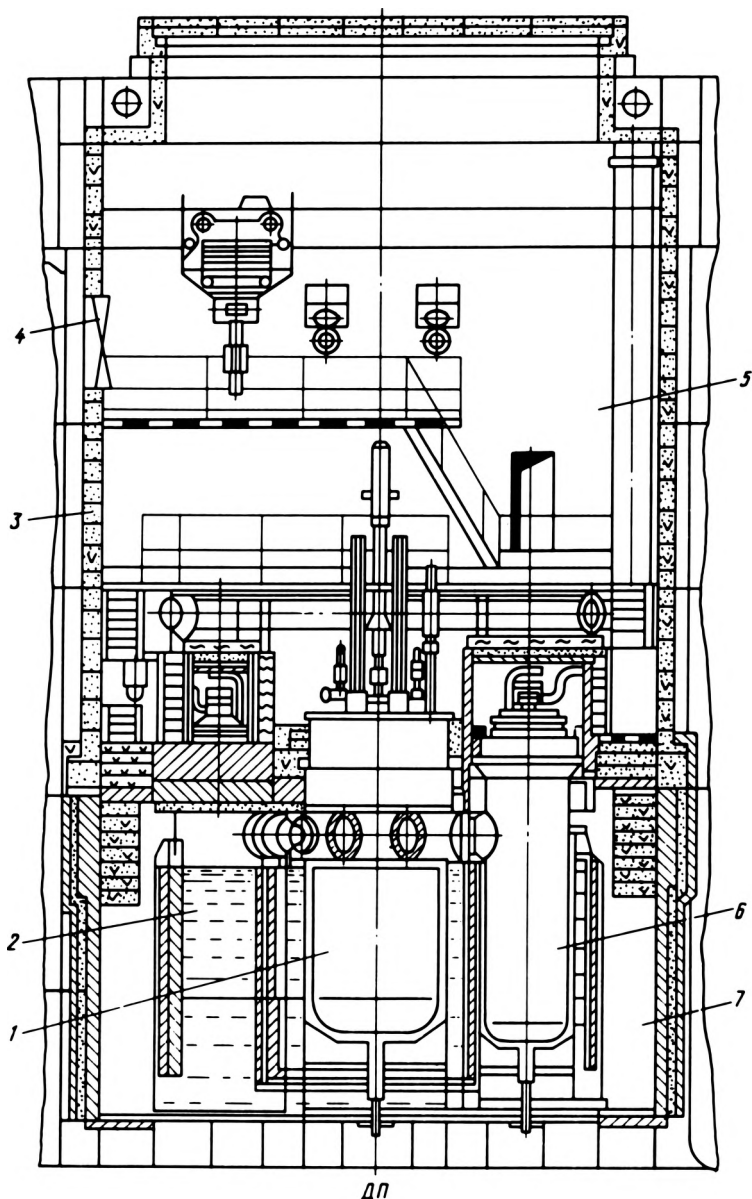


Рис. 1.20. Паропроизводящая установка атомного лихтеровоза-контейнеровоза "Севморпуть":

1 — реактор; 2 — бак защиты; 3 — защитная оболочка; 4 — аварийный выход; 5 — аппаратное помещение; 6 — парогенераторы; 7 — реакторное помещение

им. Б.Е. Бутомы, является дальнейшим развитием и усилением транспортных возможностей арктического флота. Эти суда, отличающиеся повышенной ледопродолжительностью, обладают дополнительным, уникальным для Арктики качеством — повышенной автономностью плавания. Если у судов типа "Архангельск" эта автономность не превышает двух месяцев, то у атомных судов она составляет на порядок большую величину. Важно также, что запасы топлива на борту атомохода малы по объему и не идут в ущерб полезному водоизмещению.

Атомное судостроение нашей страны базируется на проверенных опытом руководящих положениях, основными из которых являются Правила Регистра СССР по классификации и постройке атомных судов. Они отражают все требования Кодекса по безопасности атомных судов, разработанного международной Морской организацией (ИМО) с непосредственным участием специалистов из СССР.

Сердцем атомной энергетической установки стал надежный водо-водяной реактор корпусного типа. Этот тип реактора был принят для ледоколов еще 35 лет назад. Он доказал свою надежность и безопасность опытом работы в течение почти 100 реакторо-лет на атомных ледоколах в самых разнообразных и суровых условиях. Именно в связи с высокой надежностью появилась возможность снизить капиталовложения в АЗУ и уменьшить расходы на эксплуатацию, перейдя на использование на ледоколах вместо трех всего лишь двух и даже одного ядерного реактора.

У реактора с разветвленной системой трубопроводов контура первичного теплоносителя отмечали недостатки, поэтому предпочтителен такой вариант блочной компоновки основного оборудования, как на рис. 1.20; здесь приведена схема паропроизводящей установки лихтеровоза "Севморпуть".

Реактор соединен короткими патрубками с четырьмя камерами парогенератора (ПГ) и четырьмя циркуляционными насосами первого контура (ЦНПК). Блок объединенных таким способом корпусов основного оборудования составляет объем, заполняемый первичным теплоносителем и являющийся замкнутым контуром цирку-

ляции этого теплоносителя. Он не содержит трубопроводов, и в нем нет запорной арматуры. Удобствами ремонтного обслуживания продиктовано вертикальное расположение корпусов ПГ и ЦНПК. Каждый двигатель ЦНПК имеет две независимые обмотки электропитания, обеспечивающие работу каждого из насосов на двух скоростях — большой и малой — с потреблением мощности, различающейся в 10 раз. Это позволяет уменьшить количество насосов, повышает экономичность работы ядерного реактора на пониженных уровнях мощности и обеспечивает благоприятный переход от основного режима в режим аварийного расхолаживания реактора. Электропитание насосов при работе на малой производительности надежно зарезервировано. Снижение напряжения основного электропитания до определенного значения приводит к автоматическому включению в работу электрообмоток двигателей, обеспечивающих малую производительность насосов.

В верхней части корпуса реактора, значительно выше активной зоны, имеются патрубки для труб малого диаметра, соединяющих реактор с компенсатором давления и контуром для очистки воды в ионообменном фильтре и для охлаждения реактора во время производства на нем ремонтных работ, а также перегрузки топлива.

Компенсация давления в первом контуре осуществляется газом, несмотря на то что в первой атомной установке ледокола "Ленин" использовалась паровая система компенсации. Такое решение позволило уменьшить объем воды, находящейся при повышенной температуре, особенно вне основной части контура первичного теплоносителя. Это способствует повышению надежности первого контура.

Вся конструкция из соединенных между собой корпусов реактора, ПГ и ЦНПК помещена в бак с водой. Этот бак вместе с размещаемым в нем оборудованием и дополнительными стальными конструкциями образует основу первичной защиты от излучений. В верхней ее части над баком и частично со стороны боковых поверхностей размещены соединительные патрубки корпусов основного оборудования и трубопроводы вспомогательных систем, обеспечивающих расхолаживание реактора, ком-

пенсацию давления в нем, охлаждение воды в баке защиты и пр. Пространство, занятое всем этим, получило наименование реакторного помещения, и во время работы реактора доступ в него запрещен.

Реакторное помещение окружено массивом вторичной защиты, выполненным из

С целью снижения капитальных затрат, стоимости монтажа и последующих эксплуатационных расходов за счет унификации оборудования, приборов, ремонтной оснастки и инструментов на атомных ледоколах и транспортных судах практикуется использование однотипного оборуду-



Рис. 1.21. Ледокол "Таймыр"

серпентинитового бетона, стальных плит и частично из материала, содержащего полиэтилен. За пределы верхнего пояса вторичной защиты вынесены двигатели насосов и исполнительные механизмы системы управления и защиты (СУЗ) ядерного реактора. Все они доступны для визуального осмотра и профилактического ремонта. Помещение, где они расположены, называется аппаратным помещением. Здесь имеются приемные устройства телевизионных камер, обеспечивающих наблюдение за обстановкой в помещении непосредственно из центрального поста управления энергетической установки судна.

В аппаратном помещении нет постоянной вахты, но оно доступно для посещения как во время работы реактора на мощности, так и в период ремонтных работ. Вход в помещение осуществляется через специальный санпропускник.

дования. С этим связано также получение удобств и выгод в деле подготовки и использования кадров по эксплуатации атомных энергетических установок.

Сосредоточение межнавигационного обслуживания атомных судов на одной базе с поточным планированием работ и использованием высококвалифицированных специалистов единых обслуживающих бригад также обеспечивает дополнительные экономические преимущества.

Хорошая квалификация персонала и современная система управления энергетической установкой позволили практически исключить остановки ядерных реакторов ледоколов во время их плавания. Использование предупредительных сигналов обеспечивает проведение автоматических защитных мероприятий, направленных на устранение отклонения того или иного параметра от заданного значения.

В результате всех этих мер атомные ледоколы показывают высокие эксплуатационные качества. Например, атомный ледокол во время навигации в 1977–1978 гг. находился в непрерывном плавании в течение 390 сут.

Построенный позже атомный ледокол

ма важный для создания еще более совершенных атомных судов.

Энерговооруженность ледоколов типа "Арктика" позволяет осуществлять свободное плавание в высоких широтах Арктики. Это было продемонстрировано в августовском походе 1977 г. ледокола "Арк-



Рис. 1.22. Ледокол "Россия"

"Сибирь" находился в автономном плавании 410 сут.

На ледоколах освоены режимы использования ядерного топлива, позволяющие останавливать реактор на перегрузку топливом один раз в три–четыре года. Продолжительность операций по перегрузке – около месяца. В целом время на "заправку" ядерным топливом атомного ледокола меньше затрат времени на бункеровку топливом дизель-электрических ледоколов.

Эксплуатация атомных установок подтвердила достаточно большие для ледоколов и транспортных судов ресурсные характеристики оборудования и систем энергетических установок в целом. В этом смысле приобретен уникальный опыт, весь-

тика" и в мае 1987 г. ледокола "Сибирь" на Северный полюс. Маневренные способности атомных ледоколов во льдах как по скорости набора, так и снижению мощности энергетических установок, ничуть не хуже соответствующих показателей ледоколов и транспортных судов, работающих на органическом топливе.

Мощные удары ледокола о лед при работе его во льдах набегами на лед и вибрация на судне при реверсе винтами не создают помех в работе атомной установки.

Одно из наиболее важных достижений – найденное конструктивное решение активных зон реакторов, которое обеспечивает значения температурных эффектов реактивности в области рабочих температур, создающие надежное саморегулирование реак-

торов по мощности. Этим достигаются максимальные простота и надежность в управлении всей атомной паропроизводящей установкой. Более того, ядерный реактор может работать в режиме взаимосвязанного управления с паротурбинной установкой (ПТУ) без участия оператора, несущего вахту за пультом дистанционного управления реактором. При этом мощность реактора следует за мощностью ПТУ. Регулирующим импульсом для реактора является изменение расхода питательной воды в ПГ, контролируемое в свою очередь изменением давления в главном паропроводе в зависимости от потребления пара турбинами.

Что касается радиационной безопасности, то здесь важно, что конструкция установки обеспечивает полную герметизацию первого контура реактора. Валы двигателей ЦНПК не имеют сальниковых уплотнений. Роторы двигателей отделены от статоров герметичными металлическими оболочками. Отсутствие утечек воды первого контура позволяет осуществлять автоматическое поддержание заданного водно-химического режима первичного теплоносителя с использованием ионообменных фильтров. Эти фильтры способны работать на одной загрузке шихты более года. Очистка воды в фильтрах происходит без сброса рабочего давления.

Контуры реакторных установок атомных судов не имеют предохранительных клапанов, и защита их от чрезмерного аварийного увеличения давления в первых контурах осуществляется иным способом. Это очень важно для атомного судостроения, поскольку увеличивает радиационную безопасность.

В отличие от обычной техники выпуск перегретой воды из первого контура ядерного реактора влечет за собой опасное распространение радиоактивных веществ. Кроме того, в этом случае аварийная ситуация усугубляется перегревом ядерного топлива, если истечение теплоносителя не прекращается, например вследствие неплотной посадки предохранительного клапана на его седло после снижения давления до номинальной величины. Опыт эксплуатации предохранительных клапанов свидетельствует о большой вероятности отказа их в аварийной ситуации.

В отечественных ядерных реакторах атомных судов средствами предупредительной и аварийной защиты, а также надлежащим развитием компенсационной способности первых контуров в целом предотвращается увеличение давления первичного теплоносителя свыше установленного в проекте кратковременного допустимого значения при рабочих температурах. Это относится как к переходным процессам нормальной эксплуатации реакторов, так и ко всем проектным аварийным ситуациям.

Проекты отечественных судовых реакторов разрабатываются с учетом исключения осушения активной зоны ядерного реактора даже при максимальной проектной аварии (МПА) — внезапном разрыве трубопровода первого контура наибольшего диаметра. Осушение активной зоны реактора исключается за счет постановки во все патрубки корпуса реактора на входе и выходе труб сужающих устройств, ограничивающих скорость истечения теплоносителя при МПА, а также за счет автоматической подачи воды аварийной заливки реактора по двум изолированным трубопроводам.

Атомный арктический флот в своем развитии прошел ряд этапов. На первом этапе были продемонстрированы надежность и безопасность судовой атомной энергетики. Это стало итогом уже первых плаваний ледокола "Ленин". Ледокол направлялся Мурманским морским пароходством на самые тяжелые участки трасс Северного морского пути для обеспечения проводки на них транспортных судов.

Наряду с высокой эффективностью в работе по прямому назначению была подтверждена радиационная безопасность ядерной установки на судне несмотря на невозможность создать здесь санитарно-защитную зону, аналогичную той, которая создается вокруг атомных электростанций. Многократные тщательные проверки подтвердили безопасность атомной установки ледокола для персонала ледокола, для экипажей следующих за ледоколом транспортных судов, для портов, в которые заходил ледокол, и для морей, по которым он следовал.

На втором этапе развития, ознаменовавшемся вступлением в строй новых мощных ледоколов "Арктика" и "Сибирь", была подтверждена экономическая целесооб-

разность применения атомной энергетической установки на арктических судах. Надежность и повышенная готовность атомной установки к работе на мощности, а также квалифицированное базовое обслуживание судов обеспечили сокращение простоев ледоколов и улучшение их экономи-

ные ледовые массивы в этих районах требуют участия в движении транспортов ледоколов. Прибрежные морские районы мелководны, и это предопределило создание мелкосидящих атомных ледоколов, строительство которых начато с участием Финляндии. Впервые создаются одnoreак-

Таблица 1.9. Основные характеристики атомных судов

Наименование	Водо- измеще- ние, т	Длина, м	Шири- на, м	Мощ- ность на валу, л.с.	Осад- ка, м	Год сда- чи в эксплуа- тацию	Максималь- ная скорость на чистой воде, узлов
"Ленин" (ледокол)	19 240	134	27,6	44 000	10,5	1959	19,7
"Арктика" (ледокол)	23 460	148	30,0	75 000	11,0	1975	21,0
"Сибирь" (ледокол)	23 460	148	30,0	75 000	11,0	1978	21,0
"Россия" (ледокол)	23 625	150	30,0	75 000	11,0	1985	20,6
"Севморпуть" (лихтеровоз)	61 000	260	32,2	40 000	10,7	1988	20
"Таймыр" (ледокол)				51 000		1990	

ческих показателей. Затраты на провоз грузов северными морскими путями уменьшились в связи с увеличением грузоподъемности транспортного флота, ускорением движения судов, расширением навигационного периода вплоть до круглогодичного в западном секторе Арктики. Снизилась топливная составляющая эксплуатационных расходов в связи с увеличением продолжительности работы на одной топливной загрузке и с использованием взаимосвязанного управления реакторами и ПТУ, при котором практически исключается выработка излишнего пара. Уменьшена численность обслуживающего персонала. Внедрение комплексной автоматизации управления позволило исключить постоянные вахты в машинных отделениях.

В настоящее время проявляются характерные особенности нового, третьего этапа развития атомного арктического флота. Этот этап характеризуется расширением классов атомных судов и выходом этих судов на международную арену. Упомянутый выше атомный лихтеровоз-контейнеровоз "Севморпуть" и транспортные суда усиленного ледового класса на органическом топливе предназначаются в первую очередь для решения задач по освоению природных богатств районов Крайнего Севера. Новые морские суда должны проложить постоянно действующие транспортные магистрали к устьям сибирских рек. Прочные припай-

торные атомные ледоколы. Общий вид одного из таких ледоколов (типа "Таймыр") показан на рис. 1.21.

Разведка, выполненная атомным ледоколом "Арктика" во время плавания к Северному полюсу и ледоколом "Сибирь" ранним весенним рейсом 1978 г. по высокоширотной трассе с запада на восток с дизель-электроходом "Капитан Мышевский", выявила возможности трансарктических перевозок грузов по более коротким, а следовательно, более экономичным трассам. На них целесообразно движение караванов транспортных судов за ледоколом-лидером. В настоящее время признана необходимость создания такого ледокола и ведется разработка его с ориентировкой на мощность, примерно вдвое превосходящую мощность линейных атомных ледоколов типа "Сибирь" или "Россия". Одновременно с работами над ледоколом нового типа продолжается строительство ледоколов из серии, начало которой положено ледоколом "Россия" (рис. 1.22). На Балтийском заводе к 70-й годовщине Октября заканчивается строительство второго ледокола из этой серии. Основные технические характеристики атомных ледоколов представлены в табл. 1.9.

Трансарктические перевозки требуют пополнения морского флота не только прочными, но и весьма вместительными судами для перевозки грузов. Увеличенные

мощности и грузоподъемности таких судов соответствуют характеристикам, при которых атомные суда становятся по всем показателям экономически конкурентоспособными судам на органическом топливе. Поэтому судостроительная промышленность приступила к разработке атомных транспортных судов различного назначения с повышенным водоизмещением и с увеличенной мощностью на валу. Ожидается, что она будет составлять примерно 55 000 кВт.

Таким образом, торговый флот арктического региона нашей страны все больше ориентируется в перспективе развития на использование атомной энергии. Применение атомных энергетических установок на судах арктического плавания, а также на кораблях ВМФ, повлекло за собой развитие специализированного производства и технологических процессов. В народном хозяйстве нашей страны сформировалось новое направление промышленности — атомное судостроение.

АТОМНОЕ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОЕ МАШИНОСТРОЕНИЕ

2.1. Минтяжмаш — изготовитель основного оборудования АЭС в СССР

В настоящее время атомное энергетическое машиностроение СССР располагает мощным научным и производственным потенциалом, квалифицированными рабочими кадрами и инженерно-техническими работниками, способными решать сложные технические задачи.

За истекшее десятилетие (1976—1986 гг.) сделан качественный скачок в развитии базы атомного энергетического машиностроения — его мощность по выпуску основного энергетического оборудования для АЭС возросла в 7,8 раза.

Важную роль в процессе становления атомного энергетического машиностроения сыграло ПО "Ижорский завод" им. А.А. Жданова (г. Колпино), обладающее уникальным сочетанием мощного металлургического и машиностроительного оборудования и располагающее многотысячным коллективом квалифицированных рабочих и инженеров. С первых шагов строительства АЭС в СССР Объединение участвует в изготовлении наиболее сложного энергетического оборудования. Особенно ошутим вклад Объединения в создание оборудования для атомных энергоблоков с реакторами ВВЭР-440 и ВВЭР-1000. Изготовленное для них оборудование установлено на различных АЭС, построенных в СССР (Нововоронежская, Кольская, Армянская, Ровенская, Южно-Украинская, Калининская, Запорожская и др.) и в других странах: НРБ ("Козлодуй"), ВНР ("Пакш"), ГДР ("Норд"), ЧССР (АЭС А-1 В-1, Ясловские Богуницы, Дукованы и АЭС В-1), Финляндии ("Ловиза"). Изготавливается оборудование для АЭС "Хурагуа" в Республике Куба.

Наиболее сложное изделие — реактор ВВЭР. Поставка реактора осуществляется ПО "Ижорский завод" им. А.А. Жданова

комплектно: корпус, крышка, верхний блок, внутрикорпусные устройства, привода системы управления и защиты (СУЗ), детали узла уплотнения главного разъема и др.

Корпус реактора (рис. 2.1) представляет собой вертикальный цилиндрический сосуд высокого давления с эллиптическим днищем, патрубковой зоной и фланцем, к которому присоединяются двумя поясами патрубков главные циркуляционные трубопроводы из биметаллических труб диаметром 850 мм. Патрубки нижнего пояса — входные, верхнего — выходные.

Корпус реактора рассчитан на рабочее давление 15,7 МПа, температура воды на выходе достигает 322 °С. Высота корпуса 10 880 мм, наружный диаметр цилиндрической части 4535 мм при толщине стенки около 200 мм. Масса 323 т. Массо-габаритные характеристики корпуса реактора позволяют перевозить его по железным дорогам Советского Союза.

Корпус состоит из кольцевых кованых обечаек и штампованного эллиптического днища. Кольцевые швы, соединяющие между собой обечайки, патрубовую зону и днище, выполняются многослойной автоматической сваркой. Патрубки для присоединения главных циркуляционных трубопроводов диаметром 850 мм изготавливаются вытяжкой. Внутренняя поверхность корпуса защищена от коррозии наплавкой аустенитной сталью толщиной 7 мм.

Корпус реактора ВВЭР-1000 выполнен из стали 15Х2НМФА, обладающей хорошей стойкостью при облучении большими интегральными потоками нейтронов. Для центральных обечаек, воспринимающих особенно большие потоки нейтронов, научно-производственное объединение (НПО) ЦНИИТмаш разработало модификацию этой стали — сталь 15Х2НМФАА с минимальным содержанием меди, мышьяка и фосфора. Внедрению стали 15Х2НМФА и

ее модификации 15Х2НМФАА предшествовали комплексные работы по ее аттестации и разработке принципиального технологического процесса создания корпуса реактора.

В корпусе реактора размещаются активная зона и внутрикорпусные устройства.

ное вспомогательное оборудование, в том числе транспортно-технологическое для обслуживания реактора, бетонной шахты реактора, а также герметичные проходки трубопроводов.

Определенный вклад Объединение внесло в создание оборудования энергоблоков

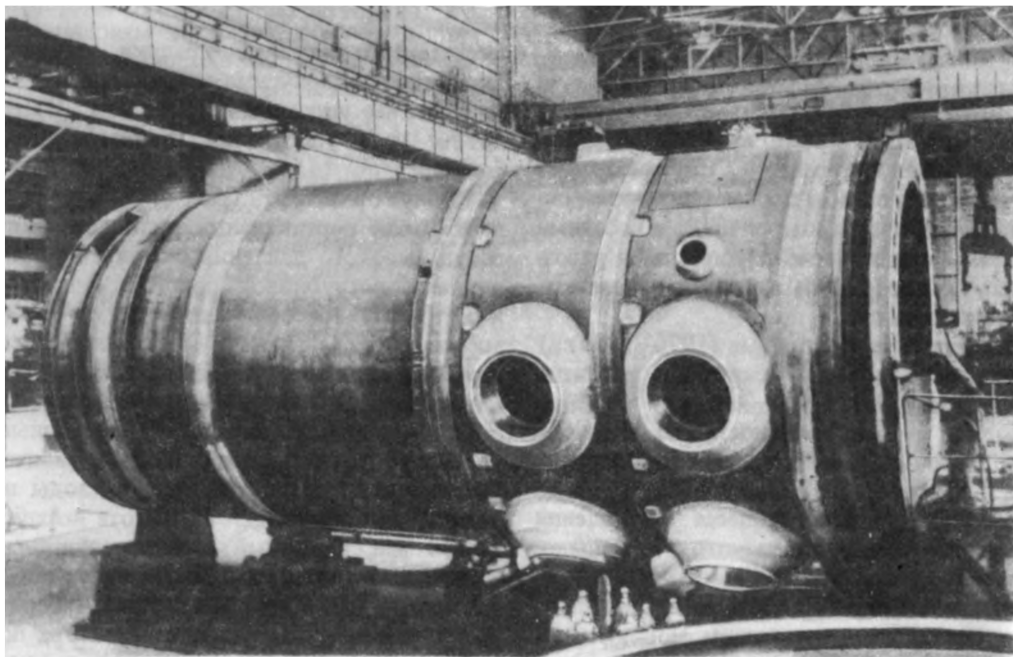


Рис. 2.1. Корпус реактора ВВЭР-1000 на стапеле ПО "Ижорский завод"

На крышке реактора помещаются индивидуальные приводы стержней системы управления и защиты.

Крышка реактора представляет собой штампованную конструкцию тарельчатого типа с мощным фланцем. Внутренняя поверхность ее покрыта антикоррозионной наплавкой. В крышке имеются патрубки для вывода кабелей датчиков внутриреакторного контроля. Соединение с корпусом реактора осуществляется при помощи фланцевого разъема, в котором имеются отверстия для 54 шпилек.

Для АЭС с реакторами ВВЭР ПО "Ижорский завод" им. А.А. Жданова изготавливает и поставляет основное оборудование первого контура: компенсатор давления (рис. 2.2), гидроемкости системы охлаждения активной зоны (САОЗ), главные циркуляционные трубопроводы, а также различ-

с уран-графитовыми канальными реакторами типа РБМК, а также блоков с реакторами на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем типа БН.

Для других предприятий, различных отраслей, изготавливающих оборудование для АЭС, это производственное объединение осуществляет кооперированные поставки полуфабрикатов: уникальные поковки валов турбин и генераторов, корпуса главных циркуляционных насосов. Освоение производства этих изделий потребовало решения сложных задач в области металлургии, обработки давлением и сварки. Для Машиностроительного завода им. Орджоникидзе (Подольск) Минтяжмаша это объединение поставляет корпуса парогенераторов.

Конструкторское бюро ПО "Ижорский завод" им. А.А. Жданова с ИАЭ им. И.В. Курчатова, конструкторским бюро "Гидро-

пресс", Всесоюзным научно-исследовательским и проектно-конструкторским институтом атомного энергетического машиностроения (ВНИИАМ), научно-производственными объединениями ЦКТИ и ЦНИИТмаш и другими научно-исследовательскими и проектно-конструкторскими институтами

сой до 235 т. Слитки и поковки еще большей массы требуются для изготовления роторов турбин и генераторов. В конце 1984 г. здесь впервые в стране получили отливку кузнечного слитка массой 360 т, из которой изготовили цельнокованный ротор. Освоено производство слитков мас-

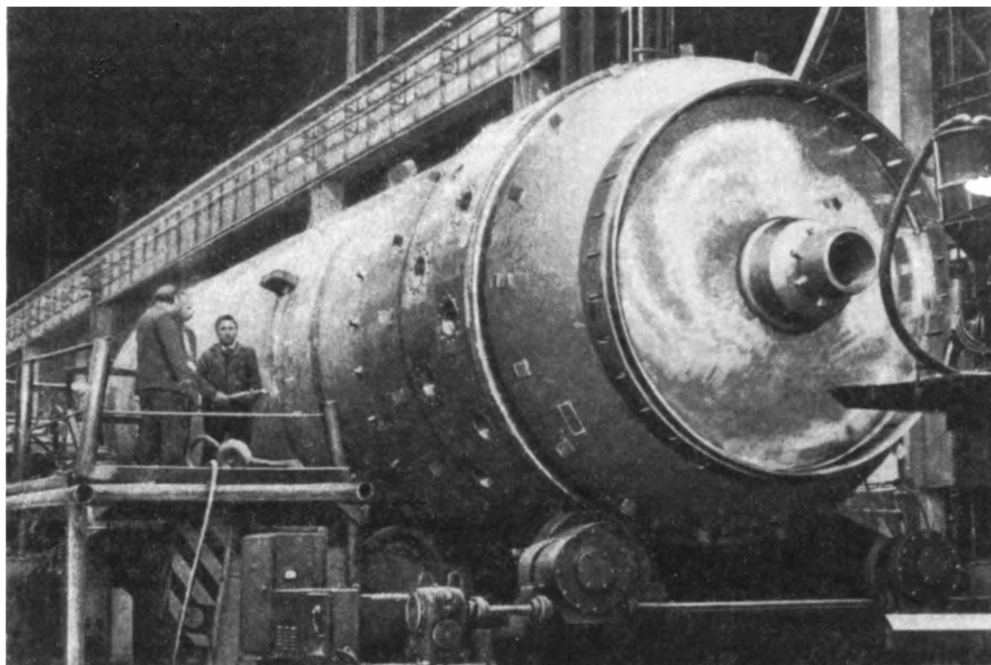


Рис. 2.2. Компенсатор давления установки ВВЭР-1000 на стенде ПО "Ижорский завод"

различных отраслей работает над совершенствованием выпускаемого оборудования и над созданием нового для еще более мощных АЭС.

ПО "Ижорский завод" им. А.А. Жданова располагает современным сталеплавильным производством с мартеновскими, электро-дуговыми, электрошлаковыми и электро-вакуумными печами. Это позволяет получать высококачественную сталь для оборудования и трубопроводов АЭС. На установках внепечного рафинирования и вакуумирования выпускаются слитки массой до 450 т с разливкой в вакууме. Предприятие оснащено мощным штамповым оборудованием. Днища диаметром до 4000 мм и толщиной до 330 мм для сосудов высокого давления изготавливают методом горячей штамповки. Освоен технологический процессковки заготовок из слитков мас-

сой до 60 т для изготовления сварных роторов. Используется вакуумно-дуговой и электрошлаковый переплавы для получения стали с малым содержанием вредных примесей и неметаллических включений.

Для механической обработки заготовок энергетического оборудования Объединение располагает крупногабаритными высокопроизводительными уникальными горизонтально-расточными, токарно-карусельными станками, а также станками с числовым программным управлением и установкой по координатам, станками для глубокого сверления большого количества отверстий и расточки. Широко используются обрабатывающие центры. Для предварительной грубой обработки некоторых изделий на металлорежущих станках применяется плазменно-механический способ. Парк мощных металлорежущих станков по-

звolyет проводить точную механическую обработку крупногабаритных изделий.

При изготовлении оборудования для АЭС любого типа велик объем сварочных и наплавочных работ. Поэтому Объединение имеет оборудование для автоматической сварки под флюсом кольцевых швов

и значительное повышение производительности труда.

Развитие атомной энергетики требовало создания все больших производственных мощностей для выпуска комплектного оборудования. В 1975 г. было начато строительство нового мощного производственного

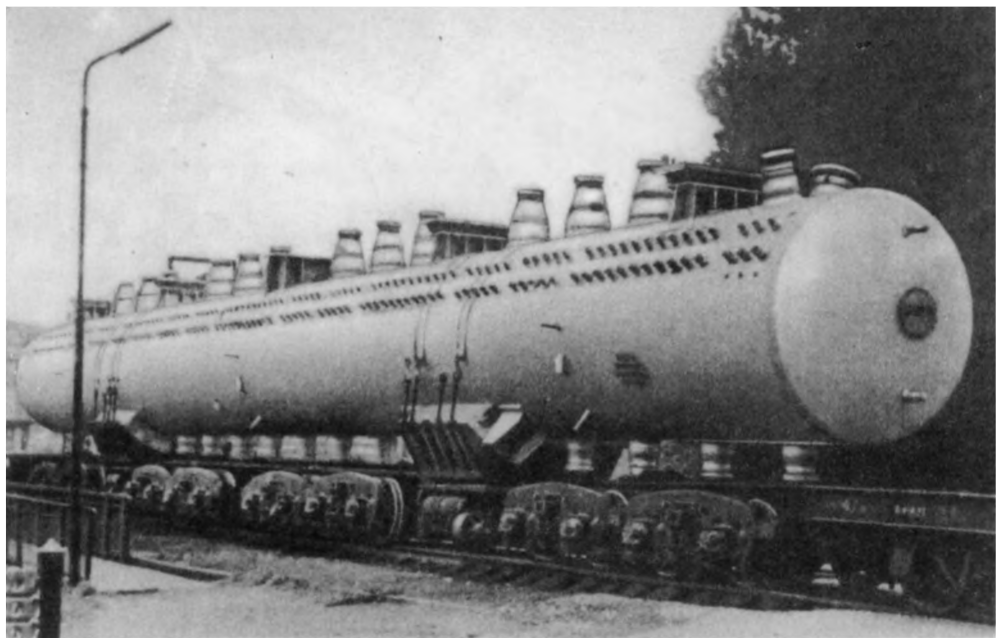


Рис. 2.3. Барабан-сепаратор установки РБМК-1500

изделий из теплоустойчивых сталей толщиной стенки до 200 мм с предварительным и сопутствующим подогревом, для электрошлаковой сварки роторов турбин сечением 2000 × 3000 мм в месте сварки, автоматическое сварочное оборудование для наплавки внутренних поверхностей корпусных изделий аустенитными ленточными и проволочными электродами. В содружестве с научно-исследовательскими институтами разработаны новые марки сварочной проволоки, ленты и флюсов.

Вместо ручной электродуговой приварки патрубков на компенсаторах давления и барабанах-сепараторах (рис. 2.3) внедрена электрошлаковая наплавка патрубков. Сварка продольных кольцевых соединений в узлах приводов СУЗ реактора ВВЭР-1000 осуществляется электронно-лучевым способом, обеспечивающим высокое качество

объединения "Атоммаш" (в г. Волгодонске Ростовской области). При выборе места строительства "Атоммаша" учитывалась возможность доставки оборудования в различные районы европейской части Советского Союза водным путем.

ПО "Атоммаш" — поставщик основного оборудования для АЭС: реакторов, парогенераторов, компенсаторов давления, гидромеханических систем активной зоны, теплообменников. Объединение оснащено самым современным металлообрабатывающим, прессовым, сварочным и дефектоскопическим оборудованием.

На "Атоммаше" установлен и введен в эксплуатацию уникальный листоштамповочный пресс усилием 15 тыс. т, позволяющий штамповать крупногабаритные детали массой до 750 т: днища корпусов реакторов и парогенераторов (рис. 2.4).

С февраля 1981 г. коллектив "Атоммаша" начал выпуск ядерных реакторов ВВЭР-1000, а затем и парогенераторов для них. Одновременно освоена широкая номенклатура сложных и точных механизмов транспортно-технологического оборудования и оборудования биологической за-

визионная установка "Теллар 32-04". Автоматическое управление по заданной программе для машины сокращает время перегрузки топлива в реакторе.

Собранная машина проходит всестороннюю проверку на заводском испытательном стенде, где имитируются основные

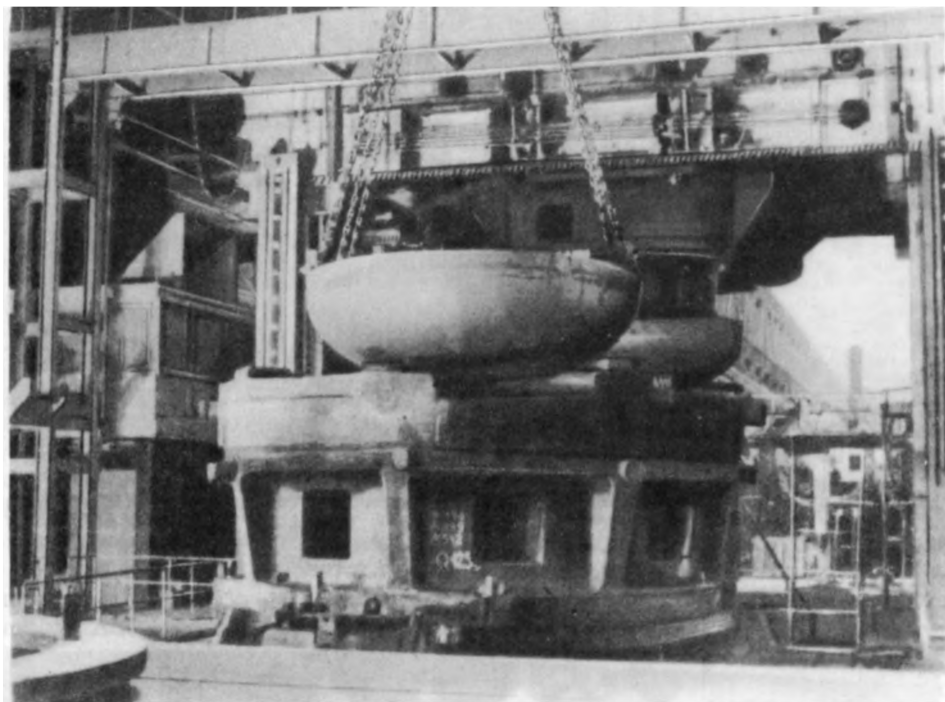


Рис. 2.4. Выемка днища из матрицы уникального листоштамповочного пресса усилием 15 тыс. т на ПО "Атоммаш"

щиты: перегрузочные машины, траверсы, чехлы, пеналы, захваты, люки, герметичные шлюзы.

Наиболее сложное из этих изделий — перегрузочная машина (рис. 2.5), являющаяся автоматизированным прецизионным дистанционно управляемым комплексом механизмов, который выполняет большое число операций с ядерным топливом в реакторе и в бассейне выдержки отработавших твэлов. Управляет машиной вычислительный комплекс на базе микро-ЭВМ "Электроника-60". С помощью машины производится также осмотр активной зоны реактора, посадочных гнезд под кассеты, захватной головки, для чего применена (с соответствующим манипулятором) теле-

технологические операции, выполняемые на АЭС. Производится установка на стенде имитаторов кассет, кластеров СУЗ в условиях, соответствующих реальным условиям их установки в реакторе и бассейне выдержки. Машина обеспечивает высокую точность выхода захватывающего инструмента на заданную координату.

"Атоммаш" непрерывно наращивает выпуск основного и вспомогательного оборудования для АЭС с реакторными установками различных типов. В частности, здесь было изготовлено оборудование для атомных станций теплоснабжения тепловой мощностью 500 МВт (АСТ-500).

Существенный вклад в развитие советской атомной энергетики вносит Машино-

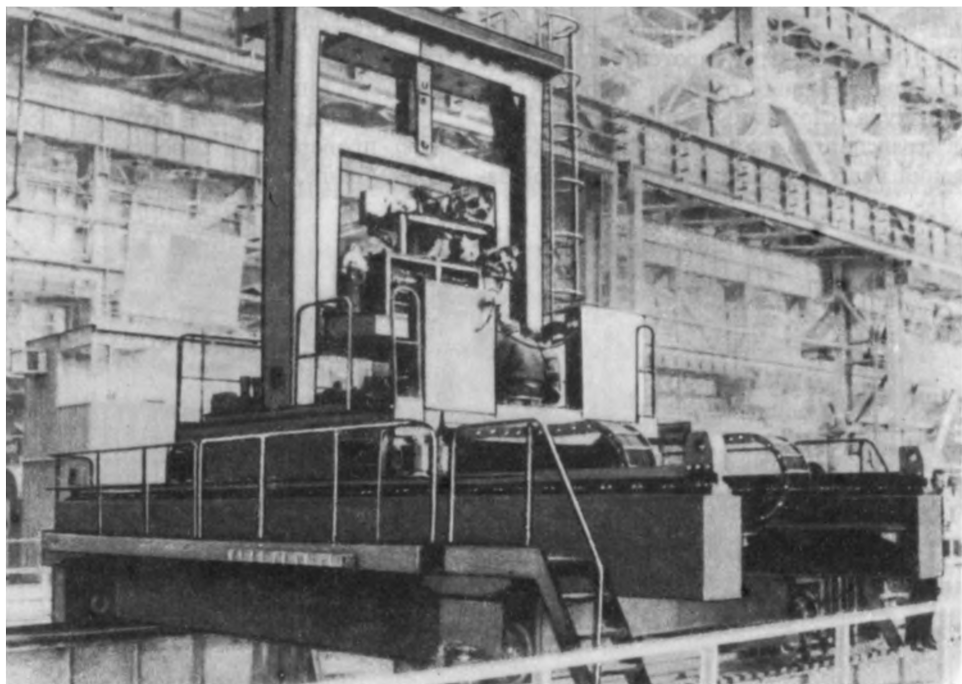


Рис. 2.5. Перегрузочная машина МПС-1000 на сборочно-испытательном стенде ПО "Атоммаш"

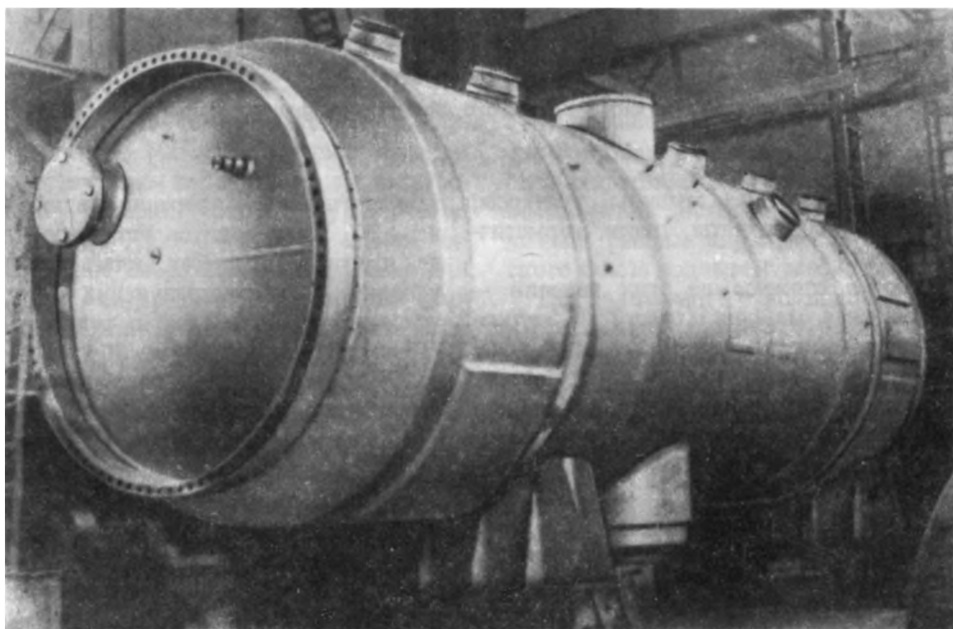


Рис. 2.6. Парогенератор ПГВ-1000, изготовленный на Машиностроительном заводе им. Орджоникидзе

строительный завод им. Орджоникидзе. Он начал поставку оборудования для атомной энергетики с Первой в мире АЭС, которая была введена в строй в 1954 г. В настоящее время на всех действующих и строящихся АЭС с ядерными паропроизводящими установками любых типов имеется теплообменное оборудование, изготовленное этим заводом.

Освоено производство парогенераторов для установок ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 (рис. 2.6), сепараторов-пароперегревателей, технологических конденсаторов и другого теплообменного оборудования для установок типа ВВЭР и РБМК, реакторного и теплообменного оборудования для энергоблоков с реакторами БН на быстрых нейтронах, а также специальных трубопроводов.

Выпуск новых типов оборудования для АЭС при быстрорастущем общем объеме производства потребовал в XI пятилетке коренной реконструкции производства: строительства новых цехов, переоснащения их усовершенствованным оборудованием, а также переподготовки основных кадров ИТР и рабочих предприятия.

К числу наиболее сложного и ответственного оборудования АЭС относятся парогенераторы.

На всех АЭС с реакторами типа ВВЭР в СССР используются парогенераторы горизонтального типа с погруженной в воду поверхностью нагрева, которая представляет собой систему горизонтальных U-образных змеевиков, закрепляемых вальцовкой взрывом с последующей аргонодуговой сваркой во входном и выходном цилиндрических коллекторах.

Для блоков с водо-водяными реакторами Машиностроительный завод им. Орджоникидзе изготовил парогенераторы для реакторных установок трех поколений. Все они успешно эксплуатируются. Комплект парогенераторов первого поколения был изготовлен в 1960 г. для первого блока Нововоронежской АЭС электрической мощностью 210 МВт. Масса парогенератора без воды и пара составляла 104 т. С 1969 г. на заводе серийно выпускаются парогенераторы ПГВ-440 для реакторных установок второго поколения. Масса сухого парогенератора 163 т. Они поставлялись также в страны-члены СЭВ и Финляндию. Всего изготовлено более 150 парогенераторов.

В настоящее время производство парогенераторов этого типа налажено также в ЧССР по переданной из СССР технической документации.

Выпуск парогенераторов третьего поколения типа ПГВ-1000 был начат на заводе в 1978 г. поставкой для пятого блока Нововоронежской АЭС. Масса этого парогенератора без воды 321 т.

Конструкторы завода уделяют много внимания совершенствованию парогенераторов для повышения их эксплуатационной надежности, улучшения массо-габаритных показателей и снижения трудоемкости изготовления. С 1983 г. начато производство модернизированных парогенераторов ПГВ-1000М. Первые из них поставлены на первый блок Запорожской АЭС.

Значительное место в производстве энергооборудования для АЭС на заводе им. Орджоникидзе занимают сепараторы-пароперегреватели (СПП), предназначенные для осушки пара между цилиндрами высокого и низкого давления турбин АЭС мощностью 220–1000 МВт. На рис. 2.7 показана отгрузка готового СПП-1000. Там же было спроектировано и изготовлено теплообменное оборудование для атомных станций теплоснабжения АСТ-500, в частности сетевые теплообменники ТС-1600 и теплообменники системы очистки теплоносителя второго контура ТСО-230; ведется проектирование другого теплообменного оборудования.

В создании надежного теплообменного оборудования важную роль играют стендовые испытания модулей, проводимые совместно заводом и ВНИИАМ Минтяжмаша. Они позволяют уточнить тепловые и гидравлические характеристики, оптимизировать конструкцию, обосновать работоспособность различных сочетаний материалов и новых технологических решений.

Машиностроительный завод им. Орджоникидзе освоил производство оборудования для энергоблоков с реакторами типа БН, работающими с натриевым теплоносителем. Для изготовления оборудования установки с реактором БН-350 потребовалось создание принципиально новых технологических процессов. Изготовлены корпус реактора БН-350, промежуточные теплообменники и парогенераторы.

Еще более сложное по конструкции и требованиям к качеству изготовления оборудование было поставлено на блок БН-600. Это потребовало дальнейшего совершенствования технологических процессов и заводского оборудования. В частности, для повышения надежности при производстве

вых изделий, совместно с институтом ВНИИАМ созданы испытательные стенды, на которых проверяется и отлаживается оборудование систем: манипуляторы, датчики, аппаратура управления и регистрации дефектов. Эти системы обеспечивают контроль состояния металла корпуса реактора

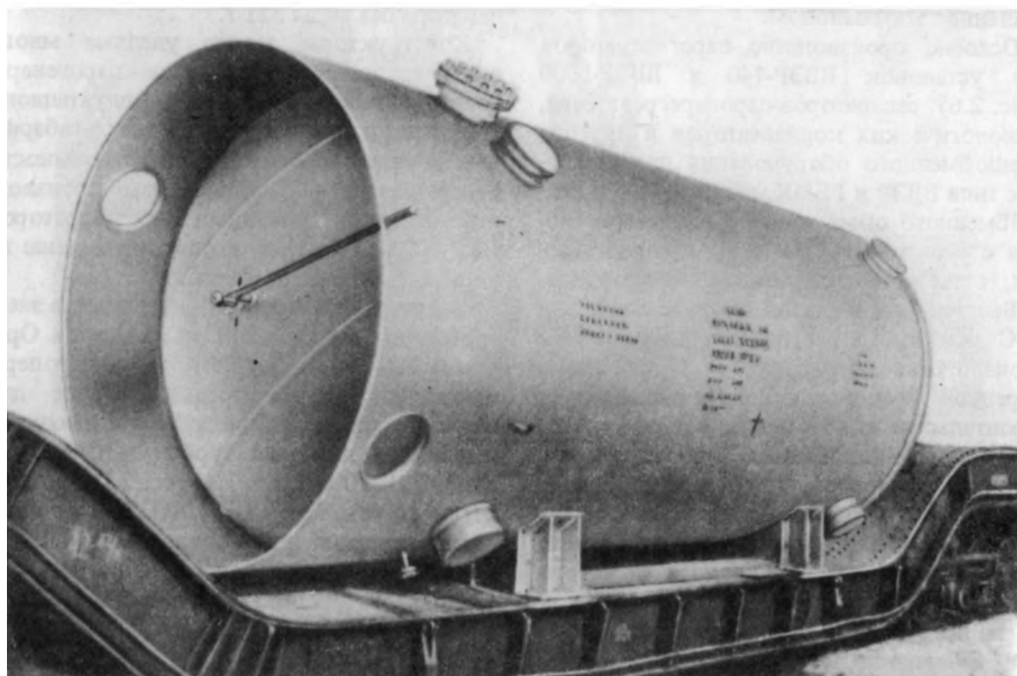


Рис. 2.7. Отгрузка сепаратора-пароперегревателя СПП-1000 на заводе им. Орджоникидзе

модулей парогенераторов была впервые применена многослойная автоматическая аргонодуговая сварка труб в трубных досках, что позволило повысить вакуумную плотность и циклическую прочность сварных соединений. Впервые специалистами завода и НПО ЦНИИТмаш выполнена электронно-лучевая сварка труб с трубными досками пароперегревательного модуля установки БН-600. Этот модуль прошел сдаточные испытания и успешно эксплуатируется в составе третьего блока Белоярской АЭС.

Впервые со времени начала выпуска оборудования для энергоблоков с ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 на Машиностроительном заводе им. Орджоникидзе освоен выпуск систем контроля металла корпусов реакторов в процессе эксплуатации. В короткое время было налажено производство но-

вых изделий, совместно с институтом ВНИИАМ созданы испытательные стенды, на которых проверяется и отлаживается оборудование систем: манипуляторы, датчики, аппаратура управления и регистрации дефектов. Эти системы обеспечивают контроль состояния металла корпуса реактора

с днищем, сварных швов зоны патрубков и самих патрубков. Контроль производится с помощью ультразвука, гамма-дефектоскопии и визуального осмотра с применением перископа и телекамеры. Большое внимание уделяется заводом проведению совместно с ВНИИАМ и НПО ЦКТИ пусконаладочных работ на АЭС, промышленным испытаниям и наблюдениям за эксплуатационной надежностью выпускаемого оборудования. Эти работы необходимы для повышения надежности и улучшения технико-экономических показателей этого оборудования на АЭС.

Производство оборудования для АЭС на ордена Ленина производственном объединении "Красный котельщик" им. 60-летия Союза ССР организовано в начале 70-х годов. Изготовление в 1963 г. оборудования для Билибинской АТЭЦ, которое

было осуществлено на площадях, предназначенных для производства котельного оборудования, положило начало производству теплообменного оборудования технологических систем, подогревателей высокого и низкого давления, испарителей и оборудования химводоочистки для АЭС с различными типами реакторов (ВВЭР-1000, ВВЭР-440, РБМК-1000 и РБМК-1500). Выпускаемым ПО "Красный котельщик" оборудованием комплектуются блоки АЭС, строящиеся в СССР и за рубежом для любых климатических условий.

Организация изготовления оборудования для АЭС потребовала коренного переустройства производства и подразделений предприятия. В конце 70-х годов введен в действие специализированный цех по производству теплообменных аппаратов, оснащенный высокопроизводительным оборудованием. Применение современных технологических приемов, таких как гидримпульсная развальцовка труб в трубных досках позволило механизировать ряд трудоемких ручных операций и повысить производительность труда. Совместно с институтом ВНИИАМ разработан и внедрен в производство в 1982–1984 гг. унифицированный ряд сейсмостойкого теплообменного оборудования (более 38 наименований) для АЭС с реакторами ВВЭР-1000 и ВВЭР-440.

Вновь разработанное оборудование АЭС удовлетворяет не только традиционным требованиям (газоплотность и гидроплотность теплообменников, обеспечение полного опорожнения полостей теплообменника, обеспечение среднего срока службы не менее 30 лет), но и новым:

- обеспечение сейсмостойкости оборудования при сейсмических воздействиях вплоть до максимального расчетного землетрясения — 9 баллов по шкале МКС-64;

- обеспечение возможности работы в режимах нарушения нормальных условий эксплуатации блоков АЭС, сопровождающихся прекращением расхода как обеих сред (охлаждающей и охлаждаемой), так и любой из них с сохранением плотности и работоспособности после восстановления расхода;

- обеспечение высоких маневренных характеристик теплообменников (скорость изменения температур не ограничена).

В унифицированный ряд кроме освоенных базовых типов конструкций включены впервые разработанные в отрасли теплообменники с витыми цилиндрическими поверхностями теплообмена (рис. 2.8). Для производства витых теплообменников на предприятии создан специализированный участок с применением оригинальных технологических процессов. Теплообменники такого типа позволили значительно сократить трудоемкость изготовления, повысить компактность и снизить металлоемкость изделий.

ПО "Красный котельщик" — головное предприятие Минтяжмаша по выпуску водоподготовительного оборудования (ВПО) для энергоблоков АЭС с ВВЭР-440, ВВЭР-1000, РБМК-1000 и РБМК-1500. Прделана большая работа по унификации ВПО для АЭС. Техническая документация на 27 изделий ВПО передана для изготовления предприятиям Венгрии.

ПО "Красный котельщик" поставляет унифицированные фильтры, используемые на АЭС и ТЭС, и изделия, предназначенные только для АЭС: для очистки продувочных вод от жидких и твердых взвешенных радиоактивных отходов, для очистки организованных и неорганизованных протечек, обмывочных вод, образующихся при дезактивации.

Объединение совместно с институтом ВНИИАМ проводит постоянную работу по совершенствованию выпускаемого и созданию принципиально нового водоподготовительного оборудования.

Основной поставщик трубопроводов для АЭС — Производственное объединение "Белгородский завод энергетического машиностроения". Завод полностью обеспечивает потребность в трубопроводах высокого давления АЭС, строящихся в Советском Союзе и странах—членах СЭВ. В 1970 г. создано конструкторское бюро по проектированию трубопроводов для АЭС. Совместно с НПО ЦКТИ Объединение разработало новые или усовершенствовало существующие технологические процессы. Освоены процессы изготовления тройников с выштампованной горловиной, горячей гибки с осадкой, компенсирующей вытяжку, выполняемые на специальных трубогибочных станках с нагревом токами высокой частоты. Большие работы проведены по внедрению штампов-

ки вместоковки при изготовлении деталей трубопроводов.

Важную роль в создании современного мощного и экономичного энергетического оборудования играет обеспечение его надежной пароводяной арматурой. Предприятия Минтяжмаша — Чеховский завод энер-

гетического производства. Для увеличения ресурса затворов арматуры освоена плазменная наплавка уплотнительных поверхностей износостойкими бескобальтовыми материалами. Элементы регулирующих органов арматуры изготавливают из эрозионно стойких сталей, обеспечивающих длительную

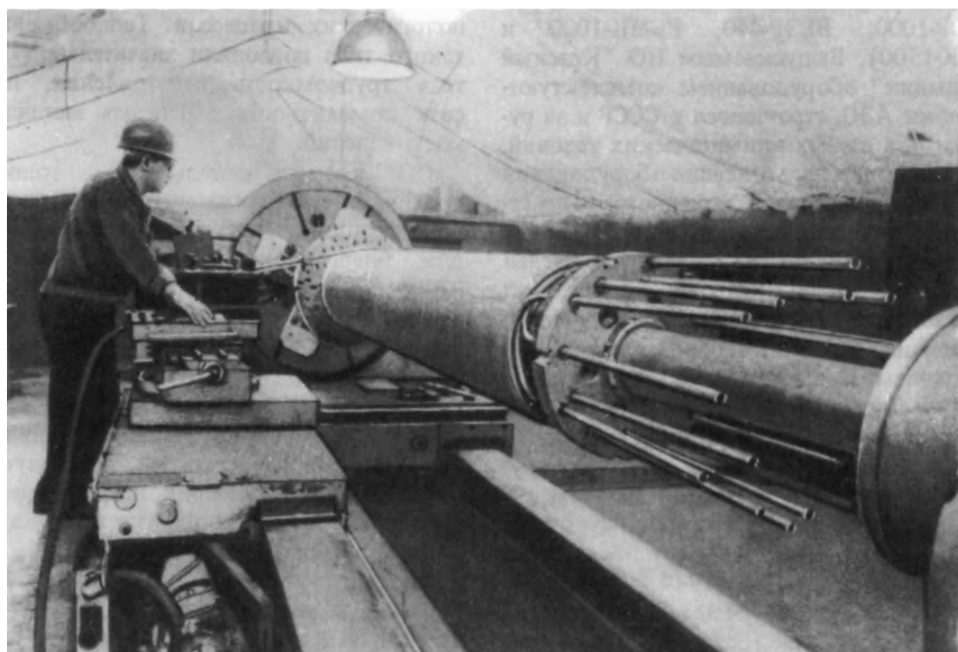


Рис. 2.8. Навивка поверхности нагрева теплообменного аппарата на ПО "Красный котельщик"

гетического машиностроения, ПО "Сибэнергомаш", ПО "Красный котельщик" — специализируются на выпуске такой арматуры различного назначения: запорной, регулиющей, предохранительной и др.

Чеховский завод энергетического машиностроения (ЧЗЭМ) — головное предприятие отрасли по производству энергетической арматуры, которая поставляется на все АЭС, сооружаемые в СССР и за рубежом по советским проектам. Арматура ЧЗЭМ хорошо зарекомендовала себя в самых ответственных системах теплогидравлических схем АЭС, обеспечивает работоспособность при сейсмических воздействиях, силовых нагрузках на патрубках, повышенной температуре, влажности и давлении окружающей среды в аварийных ситуациях.

Создание арматуры АЭС потребовало коренного перевооружения арматурострои-

рабату в условиях высокоскоростного потока теплоносителя. Конструкция арматуры для срабатывания высоких перепадов давления выполняется с многоступенчатым дросселированием теплоносителя в прочной части.

Корпусные элементы арматуры первого контура изготавливают из заготовок массой до 5 т, полученных методом электрошлакового переплава. Требования, предъявляемые к арматуре ответственных трубопроводных линий АЭС, практически исключают использование заготовок, получаемых методом литья в разовые земляные формы. Поэтому была разработана и внедрена технология получения корпусных заготовок арматуры штампосварной конструкции. Штампосварные корпуса уже освоены для арматуры трубопроводов диаметром 100–600 мм. Ведутся работы по созданию арматуры других типоразмеров.

Сварка полукорпусов толщиной до 70 мм осуществляется с помощью электронно-лучевой установки практически без ослабления металла зоны сварного шва. Для арматуры трубопроводов диаметром менее 200 мм осваивается технология получения цельноштампованных заготовок корпусов.

ЧЗЭМ располагает большим парком современного металлообрабатывающего оборудования. На рис. 2.9 представлена расточка корпуса крупногабаритной задвижки.

Постоянно растущая номенклатура арматуры потребовала широкого перехода к блочно-модульному конструированию на основе унифицированных базовых конструкций. Повышение уровня унификации и стандартизации конструкций арматуры в свою очередь позволило широко внедрить станки с ЧПУ, ведется внедрение гибких автоматизированных комплексов.

Развитие атомной энергетики потребовало создания мощных турбин, работающих на насыщенном паре (влажно-паровых). Эта задача успешно решалась производственным объединением атомного турбостроения "Харьковский турбинный завод" им. С.М. Кирова и ПО "Ленинградский металлический завод".

В ПО "Харьковский турбинный завод" созданы влажно-паровые турбины для работы с реакторами электрической мощностью от 75 до 1000 МВт. Совместно с НПО ЦКТИ, Всесоюзным теплотехническим институтом им. Дзержинского, Московским энергетическим институтом, Ленинградским политехническим институтом и другими организациями выполнен большой комплекс работ, позволивший создать надежные и экономичные влажно-паровые турбины.

Особенности конструкций турбин для АЭС связаны с относительно низкими параметрами пара на входе в турбину, высокой влажностью, а также с радиоактивностью рабочего тела в случае одноконтурной схемы АЭС. Пониженные температуры пара на входе в турбину, отсутствие его перегрева обуславливают существенно меньший располагаемый перепад температур и более низкий КПД по сравнению с турбинами для ТЭС равной мощности. В связи с этим массовый расход пара на влажно-паровой турбине АЭС почти в 2 раза больше, чем на современной турби-

не ТЭС. Поэтому выхлопные площади последних ступеней турбин АЭС значительно больше. Возрастает опасность эрозионного износа кромок лопаток, разъемов, диафрагм, их обойм в местах сопряжений с цилиндрами.

При низком начальном давлении велик

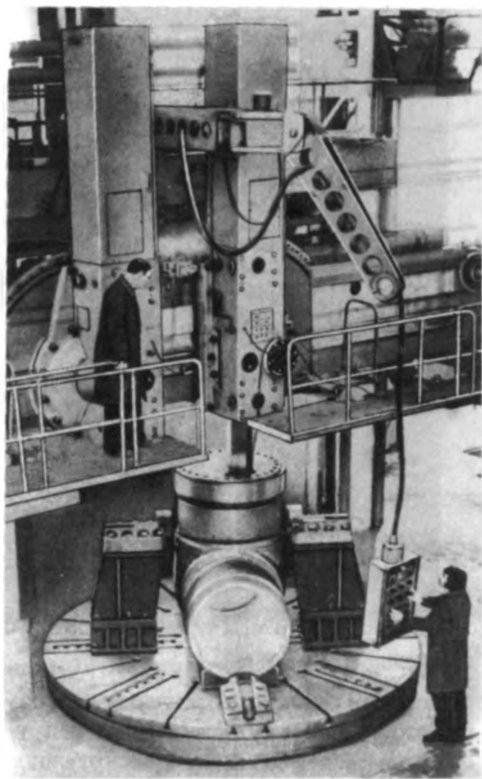


Рис. 2.9. Обработка корпуса крупногабаритной задвижки на Чеховском заводе энергетического машиностроения

удельный объем острого пара, что обуславливает необходимость пропуска в головной части турбин АЭС больших объемных расходов пара. Это обстоятельство усложняет проектирование сопловых камер, стопорных и регулирующих клапанов. В проточной части для отделения влаги и снижения эрозионного износа предусматриваются специальные влагоотделители. Между цилиндрами высокого (ЦВД) и низкого (ЦНД) давления устанавливаются внешние сепараторы-пароперегреватели. Они могут устанавливаться также между ЦВД и цилиндром среднего давления (ЦСД).

Важной проблемой был выбор оптимального разделительного давления для установки сепаратора-пароперегревателя (СПП). Перегрев пара в сепараторах осуществляется как паром из отборов турбин, так и острым паром. Все применяемые в настоящее время СПП — поверхностного типа

турбины К-220-44 для работы двух турбин в блоке с ВВЭР-440 при параметрах пара перед стопорным клапаном 4,3 МПа и 255 °С. Турбина — одновальная трехцилиндровая. Она имеет однопоточный цилиндр высокого давления и двухпоточный цилиндр низкого давления. Мощность ее

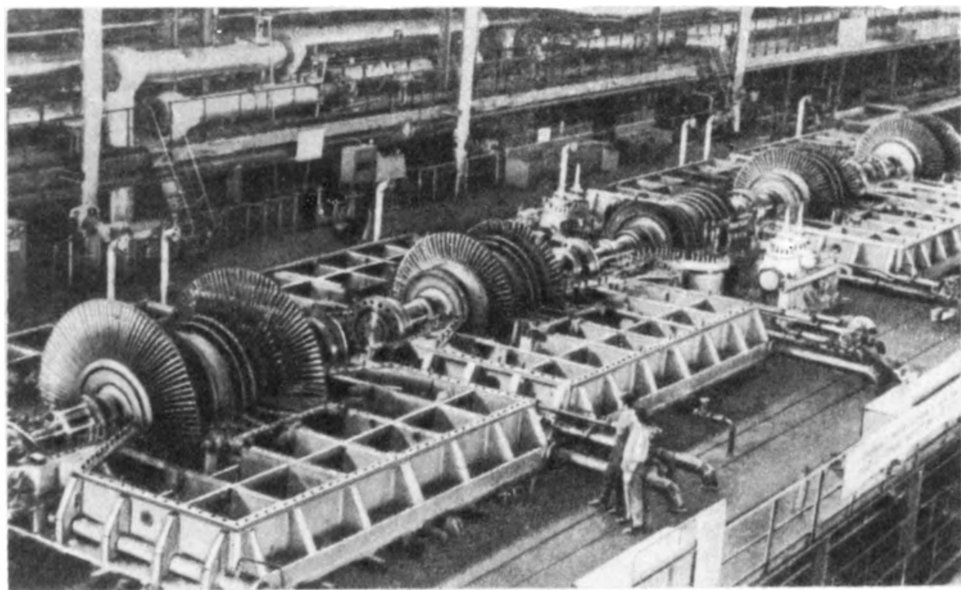


Рис. 2.10. Роторы турбины К-500-65/3000 на стенде Харьковского турбинного завода

с гладкими или оребренными трубами. При этом промежуточный перегрев возможен до 220–260 °С конденсирующимся острым паром.

Турбины для одноконтурных АЭС с реакторами типа РБМК работают на относительно радиоактивном паре, в связи с чем доступ к ним ограничен. Материал таких турбин не должен содержать кобальта, активизирующегося под действием нейтронного облучения. Турбину необходимо промывать и дезактивировать. Пар, образующийся в технологических каналах уран-графитовых реакторов типа РБМК, содержит некоторое количество гремучего газа, образующегося в результате радиолиза воды. В конденсаторе таких турбин, особенно в эжекторе, может образоваться опасная концентрация гремучего газа, поэтому необходимы устройства для "дожигания" удаленного из конденсатора водорода.

В 1969 г. изготовлен головной образец

220 МВт при частоте вращения вала 3000 об/мин. Масса турбины 797 т. Сепаратор-пароперегреватель, установленный перед ЦНД, обеспечивает перегрев пара до 241 °С и соответственно влажность на последней ступени около 7%.

Для работы с реакторами РБМК-1000 по одноконтурной схеме выпускаются турбины К-500-65/3000, для работы в блоке с реакторами РБМК-1500 — турбины К-750-65/3000.

Турбина К-500-65/3000 (рис. 2.10) — одновальная быстроходная пятицилиндровая с двухпоточным ЦВД и четырьмя двухпоточными ЦНД. При разработке конструкции турбины и выборе материалов учитывалась повышенная коррозионно-эрозионная активность пара из-за наличия свободного кислорода. Диафрагмы изготовлены полностью из нержавеющей стали.

Наряду с быстроходными турбинами с частотой вращения 3000 об/мин Объедине-

ние изготавливает тихоходные с частотой вращения 1500 об/мин, которые позволяют получить большую единичную мощность, имеют приблизительно на 1% более высокий КПД и менее подвержены эрозионному износу лопаток последних ступеней. Но этот выигрыш достигается при увеличе-

0,5%, мощность 1000 МВт, частота вращения 3000 об/мин, длина турбины без генератора 49,7 м и масса 1972 т. СПП, установленный за ЦВД, обеспечивает перегрев пара, поступающего в ЦНД, острым паром до 250 °С. Турбина имеет теплофикационный отбор.

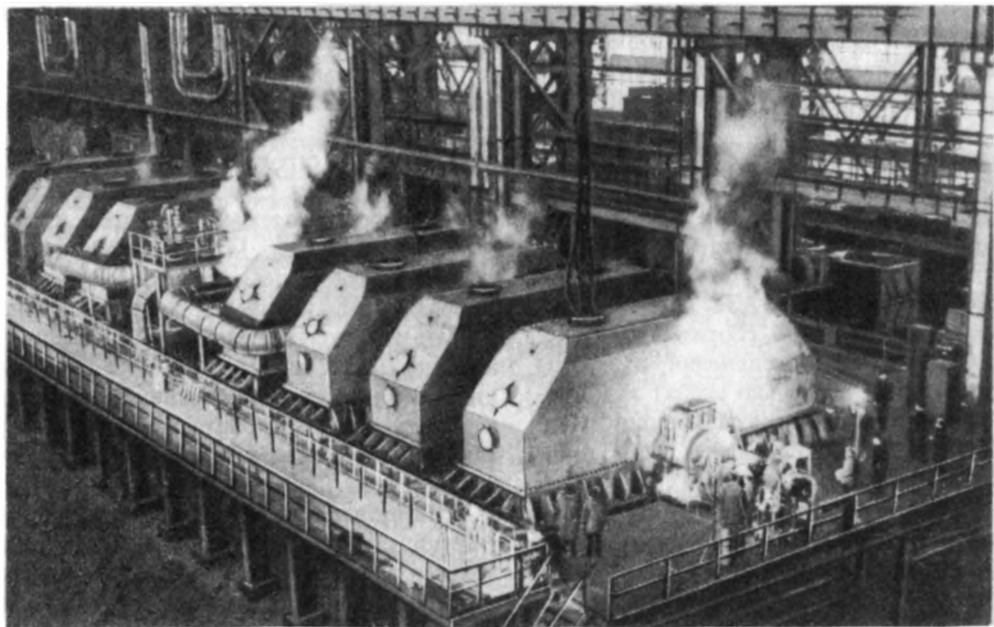


Рис. 2.11. Турбина К-1000-60/3000 на испытательном стенде ПО "Ленинградский металлический завод"

нии массы отдельных деталей и турбины в целом, изготовление их требует более мощного кузнечно-прессового и металлообрабатывающего оборудования.

Для проточной части ЦНД необходимо создание лопаток больших размеров.

ПО "Ленинградский металлический завод" начало поставки турбин для атомной энергетики с первого блока Белоярской АЭС с уран-графитовым реактором, введенного в эксплуатацию в апреле 1964 г.

Для работы в моноблоке с реактором ВВЭР-1000 заводом выпускается быстроходная турбина К-1000-60/3000 (рис. 2.11). В этой турбине широко используются конструкции, материалы и технология изготовления, отработанные ранее на турбинах для ТЭС. Турбина К-1000-60/3000 — одновальная пятицилиндровая (с одним ЦВД и четырьмя ЦНД). Давление влажного пара перед турбиной 6 МПа, влажность

Корпус и обоймы ЦВД изотворяют из нержавеющей малоуглеродистой стали. Ротор высокого давления выполняется цельнокованным с центральным отверстием из перлитной хромоникельмолибденованадиевой стали. В конструкции турбины широко используются нержавеющие стали, увеличены осевые зазоры, для предотвращения эрозии применена внутриканальная сепарация и накатка на выходные кромки лопаток металла с повышенной эрозионной стойкостью. Последнюю ступень образуют лопатки из титана длиной 1200 мм. Создание быстроходной турбины практически предельной мощности потребовало использования наиболее точных новейших методов расчета на ЭВМ и снижения норм запаса до минимально допустимых.

Предприятия и научно-исследовательские институты Минтяжмаша продолжают реализацию программ дальнейшего

наращивания мощностей и улучшения технико-экономических показателей отечественной атомной энергетики.

Каждую пятилетку, увеличивая объем производства оборудования для АЭС практически всех типов, Минтяжмаш использует современные методы и средства, чтобы обеспечить его высокое качество и эксплуатационную надежность. Ежегодно увеличивается число изделий, входящих в комплект оборудования энергоблока АЭС, которым присвоен государственный Знак качества.

Много внимания уделяется отработке и доводке головных изделий и механизмов на стендах производственных объединений, заводов, научно-производственных объединений, институтов и непосредственно на АЭС. Турбины для АЭС подвергаются стендовой контрольной сборке и обкатке. Производственные объединения и заводы Минэнергомаша тщательно следят за монтажом и надежностью в эксплуатации выпускаемого ими оборудования для АЭС.

Внедрение всех необходимых мероприятий позволяет успешно решать проблемы, связанные с выполнением высоких требований, которые предъявляются к качеству оборудования, предназначенному для АЭС.

Ускорение научно-технического прогресса, дальнейший рост эффективности производства и производительности труда, повышение качества и надежности выпускаемого оборудования для АЭС будут обеспечены в XII пятилетке прежде всего в результате реализации отраслевых программ внедрения промышленно новых технологий производства.

Весь прирост выпуска продукции осуществляется в основном в результате технического перевооружения и реконструкции предприятий, внедрения прогрессивных малоотходных технологий, автоматизации и роботизации производства.

2.2. Главные циркуляционные насосы отечественных АЭС

Важной составной частью ядерных паро-производящих установок (ЯППУ) современных АЭС с водоохлаждаемыми реакторами являются главные циркуляционные

насосы I контура (ГЦН). На них возложено обеспечение надежной, безотказной и безопасной работы АЭС. Отказ в работе ГЦН, их вынужденные остановки серьезно нарушают работу реактора и могут привести к аварийной остановке блока АЭС. Для обеспечения надежной эксплуатации каждый ядерный реактор оборудуется не одним, а несколькими параллельно работающими ГЦН, так же как и парогенераторами, в нем применяются несколько (обычно три-шесть) петель циркуляции теплоносителя.

Программа строительства АЭС в СССР и странах-членах СЭВ основана на применении водоохлаждаемых реакторов, в которых используются ГЦН советской конструкции. Эти насосы — сложные специфические машины, которые необходимо было создать в очень короткие сроки специально для АЭС. К этой работе были привлечены высококвалифицированные инженеры крупных машиностроительных предприятий, ранее насосным производством не занимавшиеся.

В настоящее время СССР располагает сложившейся структурой комплексного атомного машиностроения, включающего разработку конструкций и производство мощных ГЦН для всех типов ядерных энергетических установок, в том числе и для быстрых реакторов, охлаждаемых жидкометаллическим натрием. Создана советская школа конструирования ГЦН, опирающаяся на мощную машиностроительную базу страны.

Специфика ГЦН

Основные проблемы, возникшие при создании ГЦН, связаны с высокой наведенной радиоактивностью перекачиваемой воды, усугубляемой возможной газовой негерметичностью некоторой части твэлов активной зоны. Недопустимы протечки этой воды в производственное помещение и в атмосферу. Кроме того, перекачиваемая ГЦН вода имеет высокую температуру, достигающую 300 °С. Давление прокачиваемой воды соответствует давлению воды в первом контуре, что усложняет задачу уплотнений от протечек.

Важнейшее требование к конструкции

ГЦН с механическим уплотнением вала — недопустимость смазки ближних к крыльчатке (нижних) подшипников ротора насоса каким-либо минеральным маслом во избежание его попадания в циркуляционный контур.

Подшипники должны "смазываться" контурной водой. В настоящее время успешно решается задача по применению водяной "смазки" и дальнего от крыльчатки (верхнего) высоконапряженного опорно-упорного подшипника, что также важно в противопожарных целях.

Кроме этих специфических требований ГЦН должны иметь хороший гидравлический КПД, высокую ремонтпригодность, большой ресурс безотказной работы, удовлетворять требованиям по сейсмостойкости, вибрационной и кавитационной характеристикам, иметь значительную маховую массу для увеличения времени инерционного "выбега" при выключении и т.д.

Герметичные насосы

В первые годы развития атомной энергетики представлялось, что проблему ГЦН можно решить путем создания полностью герметичных насосов, у которых нет никаких протечек, так как вал ротора вращается в воде, в герметичной полости, отдаленной от статора тонкой (толщиной около 0,5 мм) нихромовой перегородкой, приваренной к массивным концевым деталям статора.

Первые советские АЭС: Белоярская (2 блока), Нововоронежская (4 блока), Кольская, Ровенская, Армянская — были оборудованы герметическими насосами, разработанными в Ленинграде. До 1978 г. в СССР и странах-членах СЭВ АЭС с реакторами ВВЭР-440 комплектовались герметическими насосами ГЦЭН-310 (рис. 2.12) производительностью 6500 м³/ч. Эти насосы оказались на АЭС надежными и простыми в обслуживании.

Герметичными насосами советской конструкции были оборудованы ЯППУ атомного ледокола "Ленин" (1960 г.), "Арктика", "Сибирь", "Россия".

Однако герметическая конструкция ГЦН для мощных АЭС оказалась неперспективной по нескольким причинам. Во-первых,

в них очень велики электромагнитные потери на герметизирующей металлической перегородке электродвигателя. На это расходуется до 17–20% подводимой мощности, чем резко снижается КПД электропривода (не более 56%) и усложняется его охлаждение. Так, потребляемая мощность ГЦЭН-310 при работе на горячей воде составляет 1650 кВт, а на все шесть ГЦЭН — около 10 МВт. При мощности блока (брутто) 440 МВт это составляет существенные энергозатраты.

Конструкторские проработки показали, что для ГЦЭН с мощностью электропривода свыше 2000 кВт практически невозможно создать надежную и эффективную конструкцию герметичной перегородки.

Во-вторых, у герметичных насосов очень сложно увеличить необходимый инерционный "выбег" за счет применения большой вращающейся массы, например в виде маховика на валу ротора. Эта особенность герметических насосов сильно осложняет решение проблемы аварийного расхолаживания реактора при внезапном отключении электропитания, особенно в первые десятки секунд, когда остаточное тепловыделение в реакторе максимально, а аварийные источники электропитания насосов (например, дизель-генераторы) еще не успели включиться в работу.

Есть и другие недостатки таких насосов. Поэтому при проектировании АЭС с реакторами ВВЭР-1000 и РБМК-1000 одновременно разрабатывались мощные бессальниковые насосы с механическими уплотнениями и малыми контролируемыми протечками по валу, со сбором протечек радиоактивной воды в специальные закрытые емкости. Предусмотрены и другие меры, предотвращающие выход протечек радиоактивной воды в насосное помещение путем ввода в уплотнение вала противотока чистой буферной воды, подаваемой из специальной системы.

Бессальниковые ГЦН

с механическими уплотнениями вала

В начале 70-х годов были созданы отечественные мощные ГЦН с механическими уплотнениями валов и малыми контролируемыми протечками, с автоматизирован-

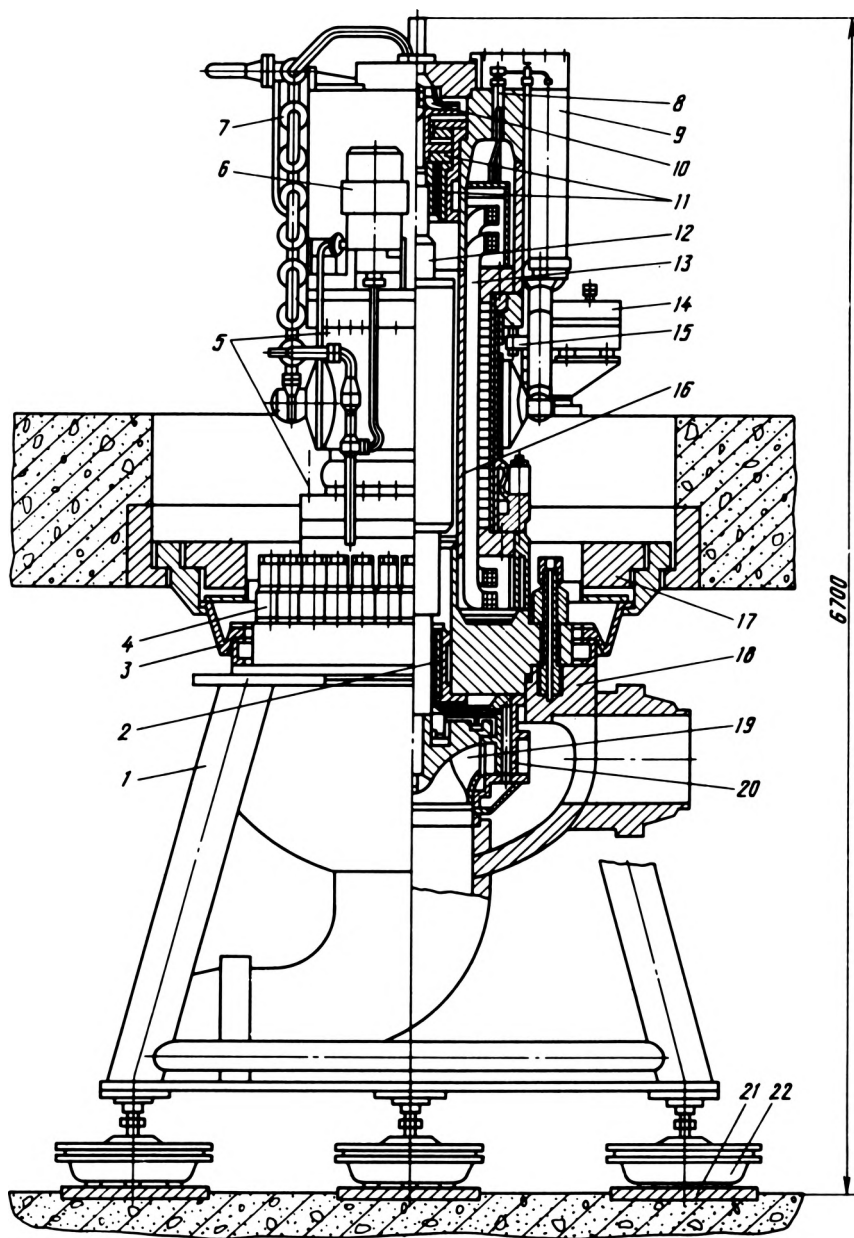


Рис. 2.12. Герметический насос ГЦЭН-310:

а – компоновка в блоке ВВЭР-440: 1 – подставка; 2 – нижний радиальный подшипник; 3 – мембрана; 4 – шпильки главного разъема; 5 – шпильки с тарельчатыми пружинами разъемов статора; 6 – вспомогательный насос; 7 – холодильник автономного контура; 8 – электропровод; 9 – клеммная коробка; 10 – вспомогательное колесо; 11 – радиально-осевой подшипник; 12 – ротор; 13 – обмотка статора электродвигателя; 14 – электроventильатор; 15 – железо статора; 16 – перегородка; 17 – защитная плита; 18 – корпус; 19 – рабочее колесо с маховиком; 20 – направляющий аппарат; 21 – фундаментная плита; 22 – опора на шариковых катках

ными системами надежного запирания утечек радиоактивной воды. На этих насосах электродвигатели снабжены маховиками, а также устройствами для электромагнитной разгрузки больших осевых усилий на упорные подшипники. Конструкции ГЦН рассчитаны на сейсмостойкость при землетрясениях до девяти баллов.

кальный агрегат, состоящий из трех основных разъемных частей: литого массивного стального корпуса гидравлической камеры (рис. 2.15); выемной части, герметично соединяющейся с корпусом гидрокамеры (главный разъем), электропривода с системой воздушного охлаждения; выемная часть включает: ротор насоса с консолью

Т а б л и ц а 2.1. Основные характеристики ГЦН отечественных водоохлаждаемых реакторов

Характеристика	ВВЭР-210	ВВЭР-440	ВВЭР-1000	РБМК-1000	РБМК-1500	
Марка насоса	ГЦЭН-138	ГЦЭН-310	ГЦЭН-317	ГЦН-195, 195М	—	—
Год создания	1964	1970	1978	1980	1973	1984
Тип насоса	Герметичный		С механическим уплотнением вала и с нулевыми протечками вала			
Число ГЦН на реактор	6	6	6	4	8/6*	8
Производительность, м ³ /ч	5250	6500	7100	20 000	8000	8000
Напор, м вод. ст.	62	50	70	92	200	200
Частота вращения, об/мин	1460/375	1460/360	1500	1000	1000	1000
Давление на всасывании, МПа	10	12,5	12,5	15,6	7,2	7,2
Температура на всасывании, °С	252	270	270	300	270	270
КПД, %	52	56	76	78	80	80
Потребляемая мощность при работе на горячей воде, кВт	1650	1850/55	1200	4800	4300	4300
Напряжение питающего тока, В	6000	6000	6000	6000	6000	6000
Масса агрегата, т	27,8	48	42	110	107	105
Организованные утечки, м ³ /ч	Отсутствуют	Отсутствуют	1,2	0,75	8	0,025
Протечки внутрь насоса, м ³ /ч	"	"	0,4	0,7	8	0,025
Утечки через концевые уплотнения (вне насоса), не более, м ³ /ч	"	"	0,05	0,05	0,05	—
Маховый момент, кгс/см ²	~300	300	4100	—	—	—

*Шесть насосов в работе, два в резерве.

В табл. 2.1 показаны параметры серийных советских ГЦН, которыми комплектуются блоки АЭС с реакторами ВВЭР-440, ВВЭР-1000, РБМК-1000 и РБМК-1500.

Для АЭС с ВВЭР-440 с 1978 г. вместо герметических насосов устанавливаются насосы ГЦН-317 с механическим уплотнением вала, снабженные маховиками.

На рис. 2.13 показан общий вид ГЦН-195М, а на рис. 2.14 — его выемная часть. Этот насос — самый крупный по производительности (20 000 м³/ч) и потребляемой мощности для АЭС с реакторами ВВЭР. Он представляет собой верти-

установленным рабочим колесом, блок уплотнения вала, подшипниковые узлы с электромагнитной разгрузкой осевых усилий и антиреверсивным устройством и торсионно-зубчатую муфту для соединений с валом электродвигателя.

Высота агрегата 9,3 м, масса вместе со вспомогательными системами 128 т. Номинальная мощность трехфазного асинхронного двигателя 6300 кВт. Рабочий диапазон производительности насоса в зависимости от суммарного сопротивления гидравлического тракта — от 17 до 27 тыс. м³/ч. Насос рассчитан на параллельную работу че-

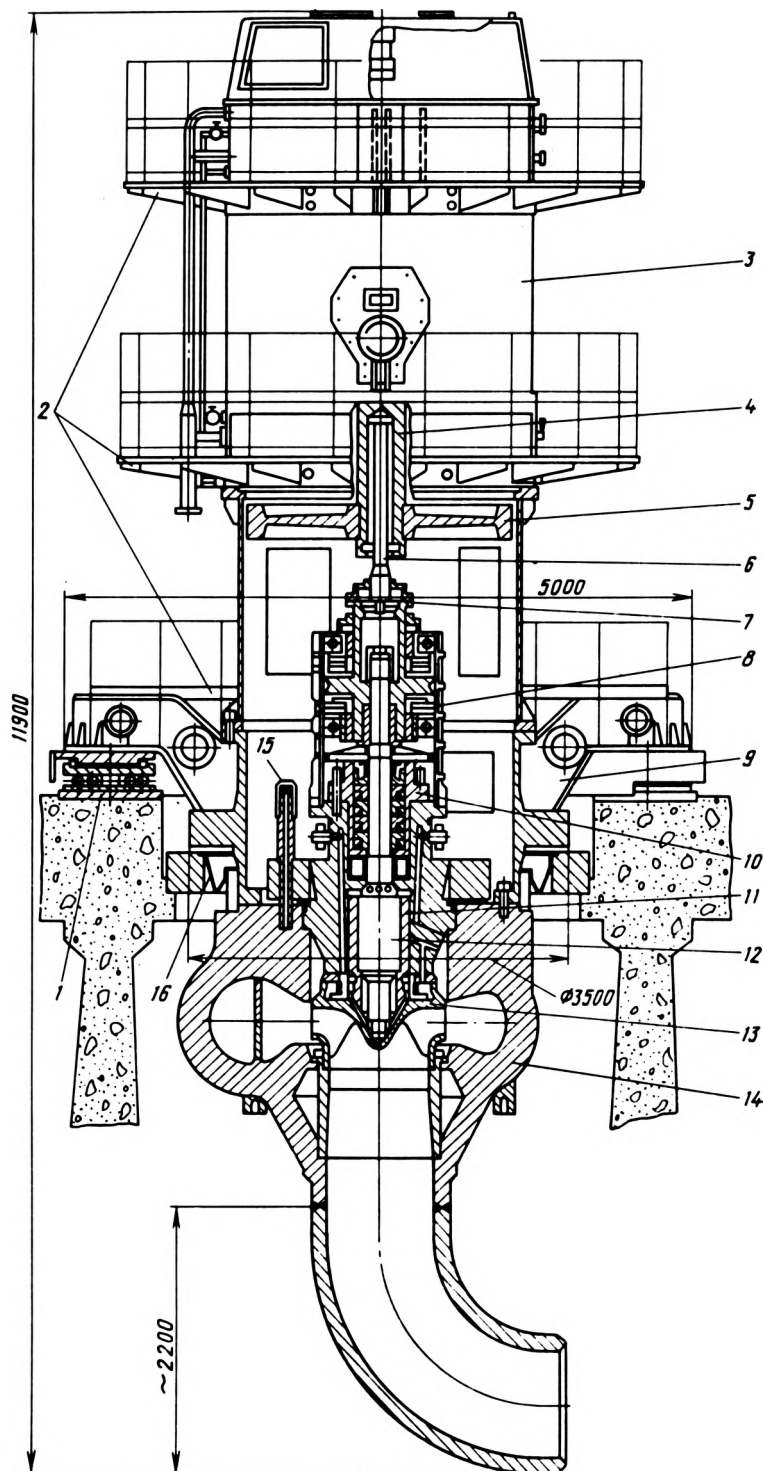


Рис. 2.13. Общий вид ГЦН-195 М:

1 — гидравлическая шаровая опора; 2 — площадки для обслуживания; 3 — электродвигатель; 4 — вал электродвигателя; 5 — маховик; 6 — торсионный вал; 7 — соединительная муфта; 8 — радиально-упорный подшипник; 9 — опорные лапы; 10 — узел уплотнения; 11 — нижний радиальный гидростатический подшипник; 12 — вал насоса; 13 — рабочее колесо; 14 — корпус; 15 — шпильки и фланец уплотнения главного разьема; 16 — мембрана для герметизации междуэтажного перекрытия

тырех ГЦН и допускает сочетание насосов, работающих как на холодной, так и на горячей воде. Обеспечивается нахождение ГЦН в горячем резерве в остановленном состоянии без ограничения времени; при этом обязательна подача запирающей и охлаждающей воды промежуточного контура.

Вал насоса вращается в двух радиальных подшипниках скольжения. Нижний подшипник смазывается и охлаждается водой автономного контура. Верхний радиальный подшипник совмещен с упорным подшипником и охлаждается водой промежуточного контура.

Сложной задачей, потребовавшей проведения больших экспериментальных работ, явилось создание оптимальной конструкции блока гидравлического уплотнения вала, состоящего из нескольких уплотнительных ступеней, а также подбора соответствующих материалов. Весь агрегат посредством несущей проставки опирается на три шаровые опоры. Насос рассчитан на сейсмические вертикальные и горизонтальные нагрузки, а также на усилия, которые могут возникнуть при разрывах всасывающего патрубка. Насос ГЦН-195 спроектирован с учетом возможной работы АЭС в районах с сейсмичностью до девяти баллов. На корпусе имеется площадка для восприятия нагрузки при аварийном разрыве нагнетательного патрубка. Все серийные насосы проходят сдаточные испытания при полной нагрузке и различных режимах на испытательном стенде завода-изготовителя (рис. 2.16).

Все детали и узлы ГЦН-195М, контактирующие с водой, изготавливают из материалов, стойких к коррозии и эрозии; эти материалы не содержат элементов, частицы которых могут образовать при прохождении активной зоны долгоживущие изотопы, например кобальт. Проточная часть ГЦН подробно исследована на пульсацию давления в потоке I контура, которая не превышает допустимое значение $0,15 \text{ кгс/см}^2$.

Головные насосы ГЦН-195 эксплуатируются на 5-м блоке Нововоронежской АЭС с апреля 1980 г. Опыт их работы позволил модернизировать конструкцию ГЦН-195, получившую индекс 195М и применяемую ныне на всех АЭС с

ВВЭР-1000. Насосы ГЦН-195М освоены в серийном производстве на заводе Сумского производственного объединения. Межремонтный срок ГЦН-195М при безотказной работе — не менее 16 000 ч.

Применяемый ныне на всех АЭС с реакторами ВВЭР-440 главный циркуляционный

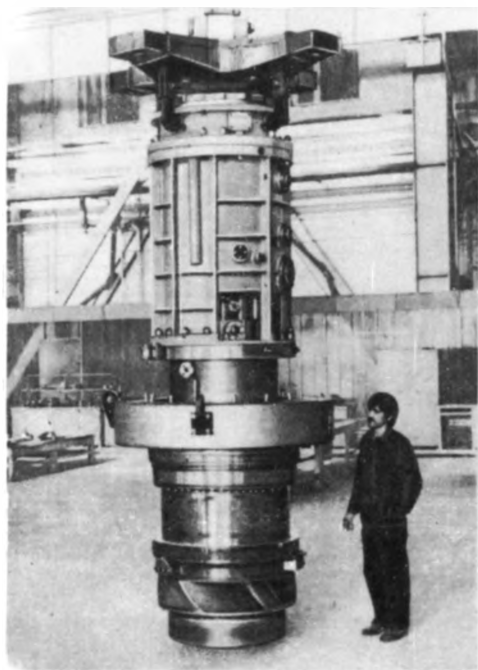


Рис. 2.14. Выемная часть ГЦН-195М в сборе

насос ГЦН-317 показал высокую эксплуатационную надежность. ГЦН-317 представляет собой вертикальный агрегат с механическим уплотнением вала и выносным электродвигателем, снабженным маховиком. Его параметры указаны в табл. 2.1. Блок механического уплотнения вала насоса размещен в одном корпусе с нижним радиальным подшипником. Для снижения осевых нагрузок и обеспечения запуска электродвигателя при полном давлении теплоносителя в первом контуре, в верхней части корпуса опорно-упорного подшипника, установлено электро-разгрузочное устройство. Для предотвращения обратного вращения вала выключенного насоса установлено специальное стопорное устройство по типу примененного в ГЦН-195М.

На рис. 2.17 показан общий вид ГЦН, применяющегося на всех АЭС с реакторами

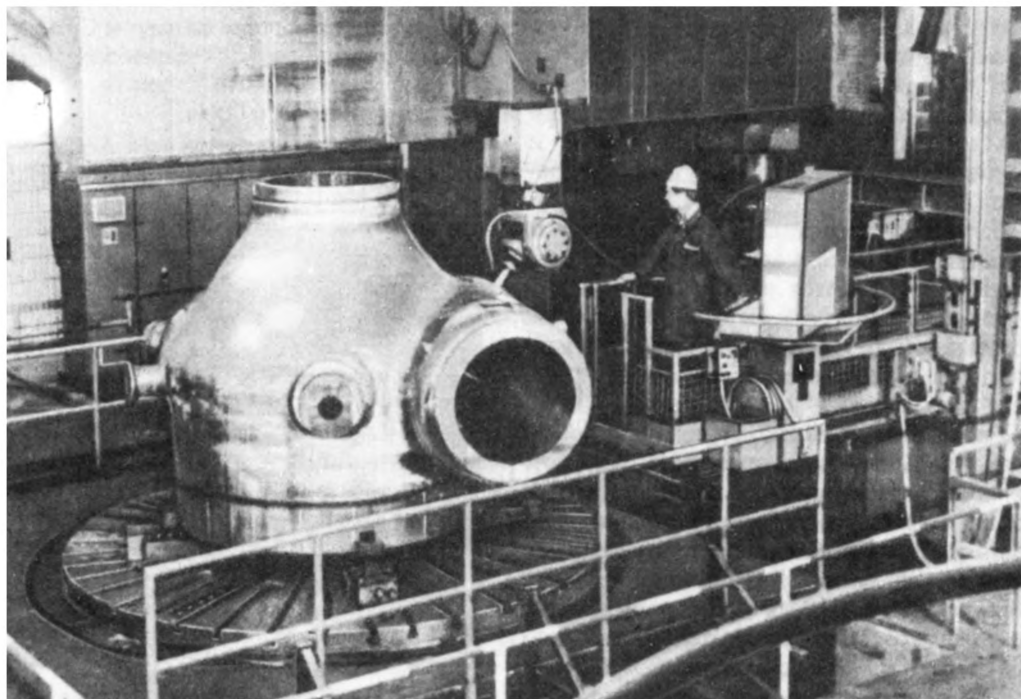


Рис .2.15. Литой корпус гидравлической камеры ГЦН-195М на механической обработке

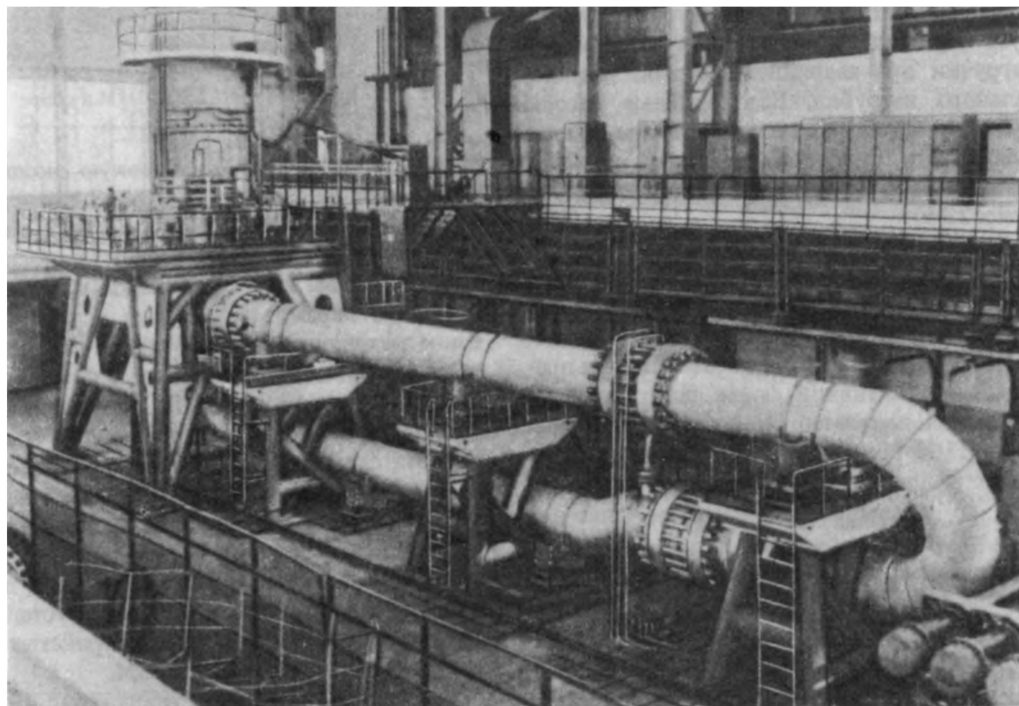
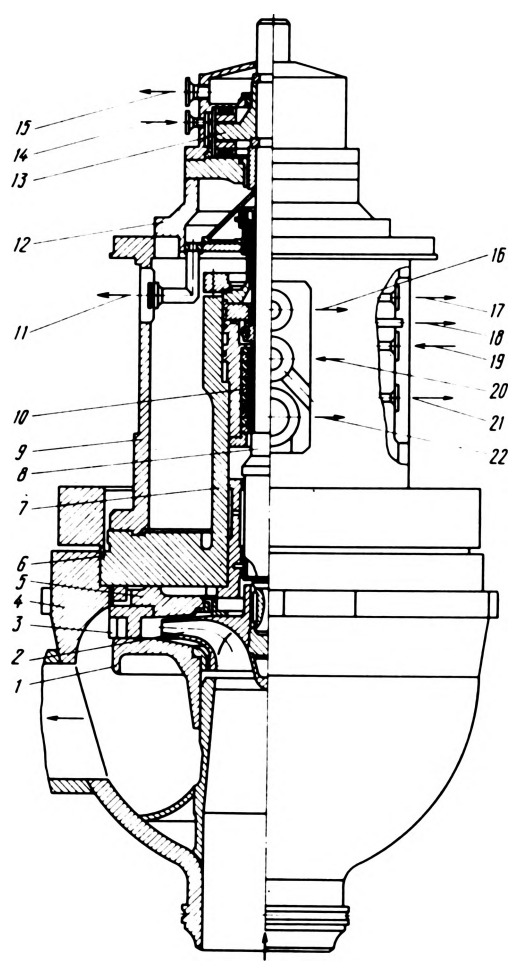


Рис. 2.16. Испытательно-сдаточный стенд насосов ГЦН-195М в сборочном цехе завода насосного машиностроения

Рис. 2.17. Общий вид ГЦН для АЭС с реакторами РБМК-1000:

1 — покрывной диск направляющего аппарата; 2 — рабочее колесо; 3 — направляющий аппарат; 4 — корпус; 5 — промежуточная плита; 6 — прокладка; 7 — крышка с горловиной; 8 — вал; 9 — станина; 10 — уплотнение вала; 11, 15 — слив масла из подшипника; 12 — корпус подшипника; 13 — пята; 14 — подача масла в подшипник; 16 — слив из ГСП; 17 — слив протечек через торцовое уплотнение; 18 — слив случайных протечек; 19 — вода в уплотнение; 20 — вода в ГСП; 21 — вода из уплотнения; 22 — вода из за- колесной полости



типа РБМК. Этот насос хорошо показал себя в эксплуатации.

В соответствии с программой работ по созданию АЭС с быстрыми реакторами стояла задача создания и освоения производства ГЦН I и II контуров, работающих на жидкометаллическом натрии. На рис. 2.18 показан продольный разрез насоса I контура, установленного в трех петлях реактора БН-600 на третьем блоке Белоярской АЭС. Эти насосы показывают надежную работу и полностью удовлетворяют требованиям эксплуатации.

В табл. 2.2 приведены основные параметры советских ГЦН для быстрых реакторов.

Создание комплексной структуры атомного насосостроения обеспечивает по этому важнейшему компоненту оборудования АЭС дальнейший прогресс атомной энергетики СССР.

Т а б л и ц а 2. 2. ГЦН быстрых реакторов с натриевым теплоносителем*

Реактор	Производи- тельность, м ³ /ч	Напор столба натрия, м	Подведен- ная мощ- ность элект- роприво- да, кВт	Частота вращения, об/мин	Темпе- ратура на всасы- вании, °С	КПД агрега- та, %	Масса агрега- та, т
БН-60	600	85	250	1500	500	71	69,5
БН-350	3200	140	1700	1000/250	300	70	86
БН-600	9700	95	3150	250-970	380	72	120
БН-800	12 300	100	4300	1000	354	72	120
(опытный образец)							
БН-1600 (проект)	18 200	98	5500	150-750	354	76	180

*Приведены данные по ГЦН первого контура.

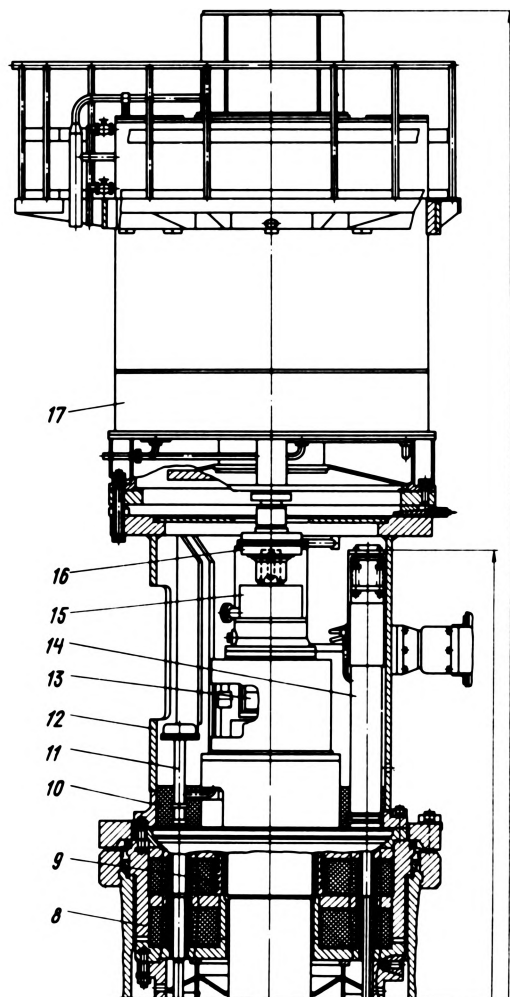
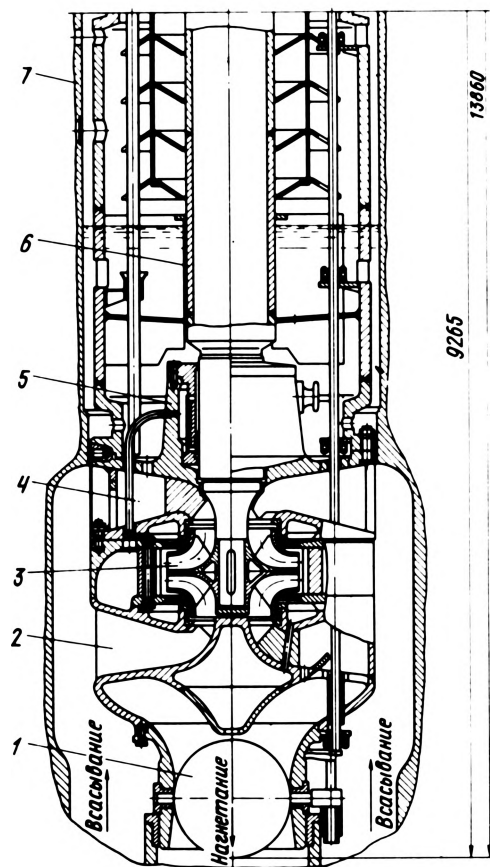


Рис. 2.18. Общий вид ГЦН I контура АЭС с реактором БН-600 на жидкометаллическом теплоносителе:
 1 – вращающаяся заслонка дросселя; 2 – диффузор гидро-корпуса; 3 – рабочее колесо насоса;
 4 – диффузор; 5 – нижний подшипник; 6 – защитная рубашка вала; 7 – наружный кожух; 8 – торце-
 вое уплотнение вала; 9 – радиальное уплотнение; 10 – трубка; 11 – измерительный коллектор;
 12 – приставка; 13 – упорный подшипник; 14 – привода дроссельной заслонки; 15 – верхний радиаль-
 ный подшипник; 16 – соединительная муфта; 17 – электропривод

ЯДЕРНОЕ ТОПЛИВО — ИСТОЧНИК ЭНЕРГИИ

3.1. Добыча и переработка урановых руд в СССР

Масштабы развития атомной энергетики СССР потребовали создания новой мощной отрасли горной промышленности, занятой разработкой месторождений урановых руд. Эта отрасль народного хозяйства страны обладает надежной сырьевой базой, современной, постоянно развивающейся техникой и технологией. Она способна обеспечить намеченные темпы развития атомной энергетики страны на период до 2000 г. и далее.

Однако для современного мира характерна тенденция к истощению сырьевых ресурсов при одновременном росте их потребления. Это обстоятельство приводит к необходимости разработки месторождений со все более бедным содержанием полезного компонента, на больших глубинах, в худших геологических, горно-технических и географо-экономических условиях, что в конечном счете приводит к увеличению затрат на единицу получаемой конечной продукции.

Решить эти проблемы можно только за счет принципиально новой прогрессивной технологии и современной организации труда.

Этим целям подчинены происходящие в настоящее время преобразования в уранодобывающем производстве. Специфика этого производства не всегда позволяет использовать опыт других горнодобывающих отраслей: угольной, черной и цветной металлургии и т.д.

Разрабатываемые в настоящее время и разведываемые месторождения урана относятся в основном к двум генетическим типам:

гидротермальные месторождения, для которых характерны растянутые по глубине рудные тела, представленные породами скального типа, сложные по морфологии и изменчивые по рудоносности;

водородные месторождения, представленные пластовыми залежами со сложными гидрогеологическими условиями и низким содержанием металла в рудах.

Горно-геологическая и горно-технологическая характеристики урановых месторождений, которые будут эксплуатироваться у нас в стране в ближайшие 15–20 лет, сказываются на структуре горнодобывающего производства. Удельный вес наиболее эффективного открытого способа разработки по объему добычи металла снизится к 2000 г. в несколько раз.

Особенно интенсивное развитие в период 1986–2000 гг. при эксплуатации водородных месторождений получит способ подземного выщелачивания. Увеличение масштабов его применения позволит компенсировать ухудшение технико-экономических показателей горного производства уранодобывающей промышленности, вызываемое уменьшением объема добычи руды открытым способом.

Подземный способ разработки месторождений. Это традиционный способ, сырьевой базой для которого являются главным образом скальные месторождения гидротермального типа.

Для современного этапа развития способа характерны следующие особенности: проведение горных работ на глубине 600–900 м, усложнение условий эксплуатации и уменьшение на этих горизонтах запасов руд;

организация на ряде вновь вводимых в эксплуатацию месторождений добычных работ одновременно на нескольких горизонтах с разделением шахтных полей по вертикали на два каскада с целью увеличения производительности рудников;

повышение требований по обеспечению безопасных условий труда горнорабочих, что вызывает существенное увеличение мощности общерудничных систем вентиляции;

усложнение условий для применения мощной горной техники.

Вскрытие урановых месторождений при подземном способе разработки производится вертикальными стволами с проходкой их буровзрывным способом на скальных месторождениях и с применением специальных способов проходки на гидрогенных месторождениях, характеризующихся сложными гидрогеологическими условиями проходки через покрывающие породы. В этих условиях нашел применение оригинальный щитовой способ проходки вертикальных стволов, а также способ бурения стволов с последующим их креплением металлобетонными креплениями при погружном способе их возведения.

Горизонтальные выработки при разработке скальных месторождений проходятся буровзрывным способом с использованием буровых кареток, погрузочных машин, проходческих вагонов с донным конвейером и др. На пластовых месторождениях применяются щитовые способы проходки. В последние годы началось успешное освоение бурового способа проходки. Этот способ, освобождающий горнорабочих от трудоемких ручных работ, в перспективе станет основным.

Много внимания уделяется организации проветривания горных выработок, а там, где это необходимо, то и кондиционирования воздуха в них. Устанавливаются мощные вентиляторные установки, обеспечивающие подачу 300–600 м³/с свежего воздуха в шахту, проходятся специальные вентиляционные коллекторы, внедряются защитные мероприятия, снижающие радиоактивное загрязнение рудничной атмосферы. На рудниках, разрабатывающих гидрогенные месторождения с повышенной теплоотдачей пород и шахтных вод, функционируют стационарные холодильные установки, подающие охлажденный воздух в забой, в выработках устанавливаются также передвижные кондиционеры.

Для выдачи руды на поверхность наибольшее распространение получили клетевые подъемы вертикальных стволов. В этом случае проще решается вопрос повагонеточной радиометрической сортировки горнорудной массы. Однако в связи с ростом производственной мощности новых подземных рудников осуществляется пере-

ход на скиповые подъемы (рис. 3.1). Для выдачи многосортной руды одновременно с нескольких горизонтов проектируются подъемы с безбункерной повагонеточной загрузкой скипов.

Учитывая высокую ценность руд, другие горно-геологические особенности урановых месторождений и условия их эксплуатации, разработку гидротермальных месторождений скального типа подземным способом ведут в основном с заполнением выработанного пространства твердеющей закладкой. В качестве вяжущего употребляются цемент и доменные шлаки, в качестве заполнителей — песок, песчано-гравийные смеси, породы отвалов; пластифицирующими добавками являются зола, молотые шлаки местных ТЭЦ.

Доставка твердеющей закладки от поверхностных закладочных комплексов (установок) до мест укладки в выработанное пространство производится в основном по трубопроводам самотечно-пневматическим способом. В отдельных случаях для доставки закладки используются бетоновозы.

В последнее время для приготовления закладки начали активно использоваться пустые породы шахтных отвалов и грубая фракция хвостов обогатительных производств и гидрометаллургических заводов. Это — прогрессивный шаг к созданию безотходного горнодобывающего производства и существенный вклад в сохранение природного ландшафта и охрану окружающей среды.

К настоящему времени в основном завершен этап механизации основных забойных процессов при подземной добыче урановых руд с помощью самоходного и переносного оборудования с пневмоприводом. Использование самоходного оборудования, особенно на доставке горной массы, позволило повысить производительность труда забойных рабочих до уровня лучших зарубежных урановых рудников — 8–10 м³/чел-смену.

Разработка подземным способом гидрогенных месторождений в песчано-глинистых отложениях пластового типа ведется с использованием заимствованной из угольной промышленности технологии, предусматривающей применение гидрофицированных комплексов с комбайнами, буровых

и струговых агрегатов. Технология обеспечивает 80–90%-ную механизацию процессов отбойки и доставки рудной массы из лавы. Особое место в технологии разработки урановых гидрогенных месторождений занимает проблема отработки пластов с наличием включений прочных карбонатных и

Эффективность добычных работ при подземном способе разработки повышается прежде всего за счет технологического и организационного совершенствования применяемых систем разработки. Сюда относятся увеличение камер и высоты подэтажа, переход на прямой выпуск руды с помощью

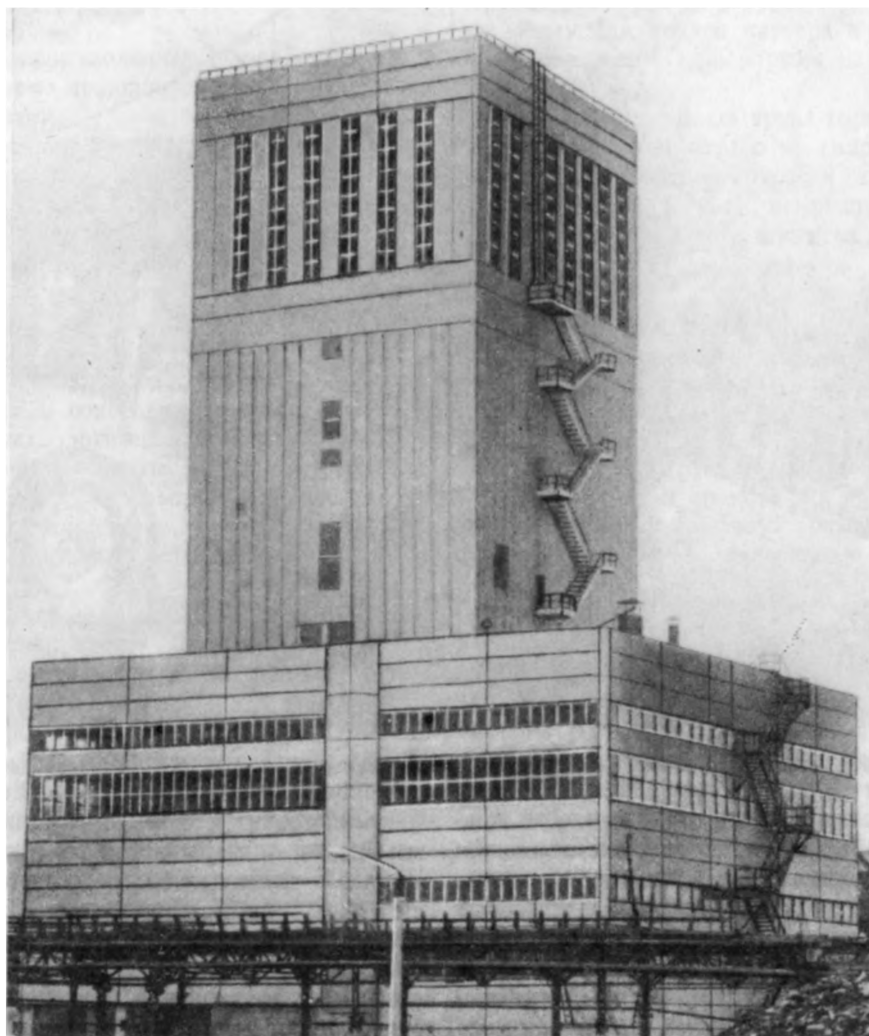


Рис. 3.1. Башенный копер скипового подъема

песчанистых отложений. Эта задача решается на основе предварительной буровзрывной подготовки рудной массы и применения на добычных комбайнах рабочих органов шарошечного типа.

ковшовых погрузочно-доставочных машин при камерных системах разработки, увеличение высоты слоя и размеров очистных блоков, подготовка рудных тел блоками-панелями, внедрение радиометрической за-

бойной сортировки руд при слоевой системе разработки и другие мероприятия.

Одним из перспективных направлений совершенствования технологии добычи руд являются комбинированные технологические схемы подземного способа разработки, при которых меньшая часть руд (наиболее

костяк) создает основу для повышения средних нагрузок на очистные блоки при камерных и слоевых системах разработки на 50% по сравнению с фактической в настоящее время. Уровень механизации очистных работ будет увеличен до 60–70%. При реализации предусмотренного в XII пятилетке

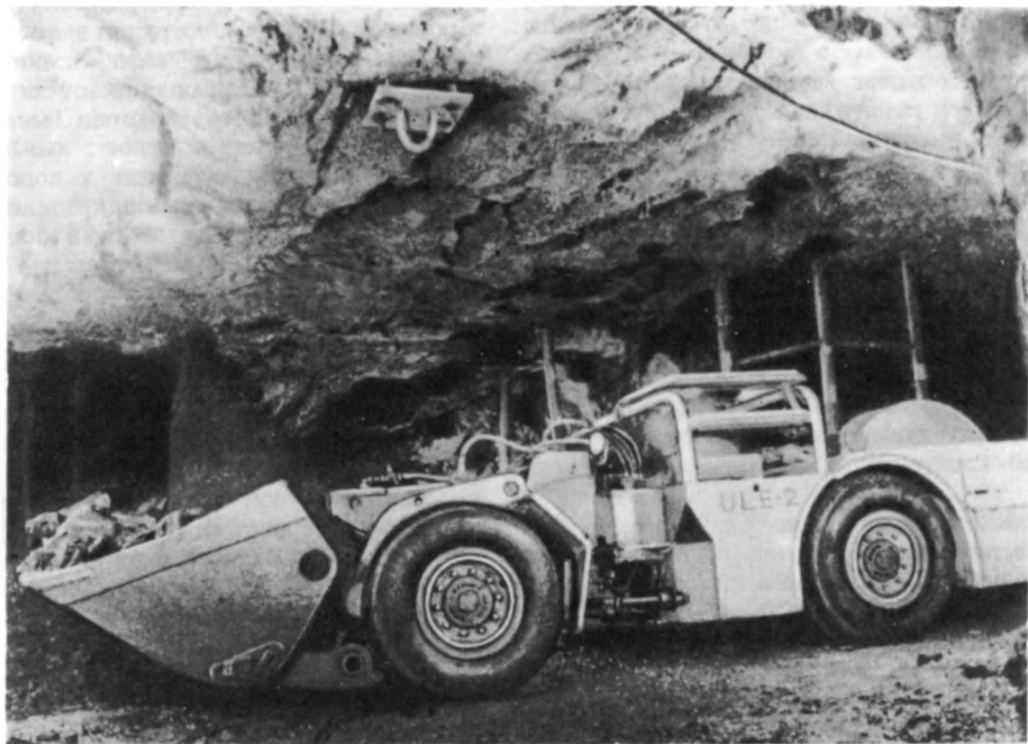


Рис. 3.2. Ковшовая погрузочно-доставочная машина с электроприводом ULE-2 (производство ГДР)

богатые) извлекается традиционным горным способом и перерабатывается на гидрометаллургических заводах, а бедные и забалансовые руды, замагазинированные в камерах или поднятые на поверхность, перерабатываются по технологии подземного и кучного выщелачивания. В настоящее время проводятся промышленные и экспериментальные работы по подземному и кучному выщелачиванию руд скальных месторождений.

Применение более производительного погрузочно-доставочного (рис. 3.2) и бурового самоходного оборудования в сочетании с вибротехникой на выпуске руды из блоков и погрузке ее в транспортные ем-

комплекса мероприятий производительность труда забойного рабочего возрастает в 1,5 раза и достигнет 13–15 м³/чел-смену.

Подземный способ разработки находит дальнейшее развитие в проектах новых рудников. Одновременно с увеличением глубины отработки возрастает и годовая производительность рудников по горной массе. Это обеспечивается следующими мероприятиями:

созданием рудников с увеличенными шахтными полями за счет объединения расположенных рядом месторождений многокаскадными схемами вскрытия и разработки различных по запасам месторождений;

концентрацией горных работ в пределах шахтных полей и горизонтов за счет организации концентрационных горизонтов, групповой подготовки залежей, укрупнения добычных единиц (камер, блоков, панелей, слоевых выработок);

оснащением новым высокопроизводительным оборудованием;

повышением комплексности использования добываемого сырья и отходов производства;

совершенствованием существующих и созданием принципиально новых систем разработки;

освоением безотходных технологических схем ведения добычных работ с захоронением в выработанное пространство в виде закладки пустых пород, хвостов обогащения и забалансовых руд;

совершенствованием систем управления производством и технологическими процессами.

Подземный способ разработки будет развиваться и совершенствоваться в техническом, технологическом и организационном отношениях. Особое внимание будет уделяться вопросам комплексной механизации работ, техническому перевооружению рудников. Основная цель дальнейшего совершенствования подземного способа разработки урановых месторождений состоит в повышении производительности труда горнорабочего по сравнению с сегодняшним уровнем в 1,8–2 раза.

Открытый способ разработки. Этот способ получил интенсивное развитие с начала 60-х годов в связи с вводом в эксплуатацию ряда гидрогенных и гидротермальных месторождений (сейчас этот способ продолжает занимать значительное место в добыче уранового сырья).

Вскрышные и добычные работы в карьерах осуществляются по транспортной, транспортно-отвальной и бестранспортной схемам с использованием современного высокопроизводительного карьерного оборудования отечественного производства, а также оборудования, изготавливаемого странами-членами СЭВ.

Основные объемы вскрышных и добычных работ в карьерах уранодобывающей промышленности СССР при разработке как гидротермальных скальных месторождений, так и гидрогенных пластовых

месторождений выполняются по транспортной схеме. Для погрузки горной массы на вскрышных работах используются в основном 8-кубовые экскаваторы, на добычных работах — 4–5-кубовые экскаваторы. Основной объем горной массы перевозится автомобильным транспортом. На некоторых карьерах перевозка руды осуществляется по комбинированной схеме: автотранспортом до перегрузочных пунктов на борту или внутри карьера и далее железнодорожным транспортом на перерабатывающие заводы.

Производительность труда горнорабочих на карьерах при обработке гидротермальных месторождений отрасли составляет 80 м³/чел-смену, а на вскрышных работах — 92 м³/чел-смену, достигая на отдельных карьерах 110 м³/чел-смену. Без учета транспорта этот показатель превышает 142 м³/чел-смену и находится на уровне современных карьеров США и Канады с аналогичными горнотехническими условиями.

В XII пятилетке на наиболее крупных карьерах со значительными объемами транспортных работ и сроком эксплуатации за пределами 2000 г. начнут применяться автосамосвалы грузоподъемностью 75–110 т и одноковшовые экскаваторы с ковшом вместимостью 12 м³.

При разработке месторождений пластового типа широко применяется поточная технология вскрышных работ с использованием роторных комплексов отечественного производства и производства ГДР производительностью до 5000 тыс. м³/ч при работе на внутренние и внешние отвалы (рис. 3.3). Применяется разработанная в уранодобывающей промышленности технологическая схема автомобильной транспортировки вскрышных пород на внутренние отвалы с использованием транспортно-отвальных перемычек, возводимых перпендикулярно фронту очистных работ и соединяющих вскрышные и очистные уступы. Это позволяет снизить стоимость транспортирования пород вскрыши на 25–40%.

Наличие твердых полускальных пропластков мощностью от 0,4 до 2–3 м в мягких вскрышных породах гидрогенных месторождений пластового типа предопределило необходимость применения буровзрывных работ для их рыхления. Была

разработана и освоена методика обнаружения и оконтуривания твердых пропластков до начала работ, а также технология их разрушения с применением буровзрывных работ, что обеспечило высокую эффективность разработки пород вскрыши как ковшовыми, так и роторными экскава-

рое применение для отработки бедных по содержанию урана месторождений со сложными горно-геологическими условиями залегания (обводненность, глубокое залегание, сложность морфологии и сложность структуры рудных тел). При подземном выщелачивании на поверхность вы-

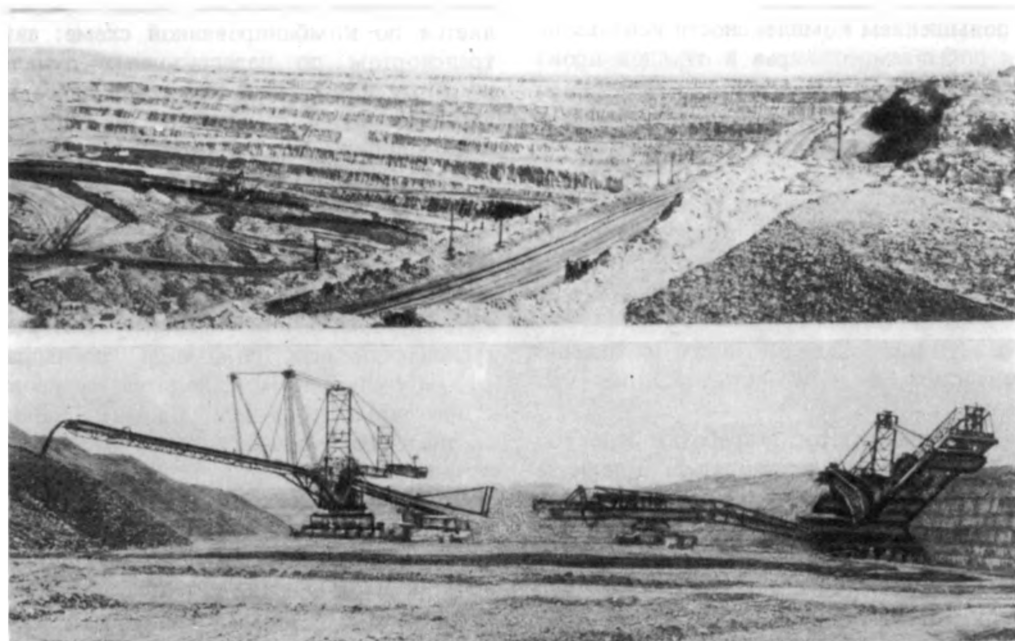


Рис. 3.3. Открытая разработка осадочного месторождения урана (вверху — общий вид карьера; внизу — роторный комплекс непрерывного действия с внутренним отвалообразованием)

торами. При разработке открытым способом гидротермальных месторождений широкое применение нашло многорядное короткозамедленное взрывание рудного массива в зажатой среде с сохранением геологической структуры массива. Этот способ в сочетании с ковшовой радиометрической сортировкой в забое позволяет обеспечить минимальные потери ценных руд.

Основным буровым оборудованием для карьеров, разрабатывающих скальные месторождения, являются отечественные станки шарошечного бурения, а при разработке пластовых месторождений — шнековые станки вращательного бурения.

Подземное выщелачивание. Этот способ представляет принципиально новое прогрессивное направление эксплуатации урановых месторождений.

Подземное выщелачивание находит ши-

дается не руда, а урансодержащий раствор, из которого уран извлекается известными приемами сорбционной технологии.

Выщелачивание гидротермальных месторождений осуществляется при помощи системы скважин, в которые подается химический растворитель, и скважин, из которых производится подъем продуктивных растворов на поверхность (рис. 3.5). Выщелачивание руд, залегающих в скальных массивах, осуществляется с помощью предварительного дробления руды взрывом и magazинирования ее в блоках с последующей подачей растворителя в раздробленную массу.

Этот метод особенно эффективен для отработки забалансовых рудных тел после выемки товарных руд, перерабатываемых на гидрометаллургическом заводе.

Более широкое распространение получил метод подземного выщелачивания руд, за-

легающих в песчано-глинистых отложениях. Этим способом обрабатываются рудные залежи, расположенные на глубинах до 600 м и содержащие сотые доли процента урана. В качестве выщелачивающего реагента при подземном выщелачивании применяются растворы серной кислоты, карбо-

бонные для традиционных способов добычи запасы урановых руд при переработке их способом подземного выщелачивания позволяют получить металл, себестоимость которого ниже, чем металла, добываемого подземным горным способом на действующих предприятиях.

Созданная технология подземной добычи урана выщелачиванием в последние годы стала применяться также для переработки забалансовых руд на поверхности (кучное выщелачивание).

Кроме высоких экономических показателей новая технология решает и ряд социальных проблем, среди которых наиболее важными являются сокращение вдвое численности трудящихся во вредном производстве и полное исключение труда в подземных условиях.

Значительными достоинствами новой технологии являются существенно меньшая материалоемкость инженерных объектов, зданий и сооружений, высокая индустриализация их возведения блоками и модулями, значительно меньшие сроки строительства предприятий и освоения проектных мощностей. Технология обеспечивает высокую степень автоматизации и механизации основных и вспомогательных процессов.

Созданный и динамично развивающийся метод подземного выщелачивания — это решение сложной комплексной проблемы, при разработке которой использованы достижения геологии, гидрогеологии, подземной гидродинамики, геофизики, химии, химической технологии, техники бурения и оснащения скважин и др.

СХЕМА ПЕРЕРАБОТКИ УРАНОВОЙ РУДЫ

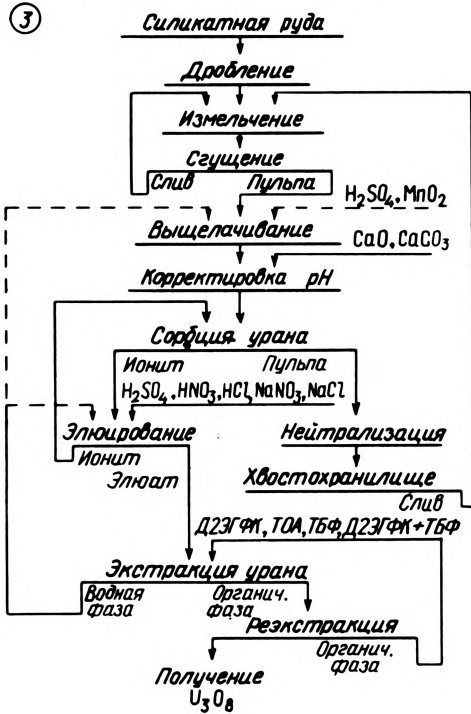


Рис. 3.4. Принципиальная схема переработки урановой силикатной руды с получением конечного продукта U_3O_8

нат-бикарбонатных солей и кислорода, использующегося в качестве окислителя урановых минералов. Выщелачивающие растворы приготавливаются на пластовой воде.

Серноокислотный и карбонатный способы обеспечивают извлечение до 80% урана в раствор.

Бурение скважин, их обсадка трубами, подъем растворов, перекачка, переработка растворов широко механизированы и автоматизированы.

Технология подземного выщелачивания значительно расширяет сырьевую базу уранодобывающей промышленности. Нерента-

Рудоподготовка и обогащение добытых горнорудных масс

Большим потенциальным резервом сырьевой базы являются урановые руды с низким содержанием урана, которые эффективно могут быть направлены на переработку с целью извлечения урана только после предварительного обогащения.

К отдельным типам руд могут применяться гравитационные (в том числе в тяжелых суспензиях), флотационные (для удаления сульфидов, карбонатов) и магнитные методы обогащения. Однако их исполь-

зование носит ограниченный характер. Более широко используется радиометрическое обогащение, основанное на автоматической сортировке руд в зависимости от содержания в них урана и продуктов его распада.

На первой стадии (в руднике или на поверхности) вся добытая горнорудная

урана и поэтому направляется непосредственно после доизмельчения на гидрометаллургическую переработку.

Хвосты РОФ с низким содержанием урана направляются в отвал. Обязательным элементом технологических схем радиометрического обогащения является операция

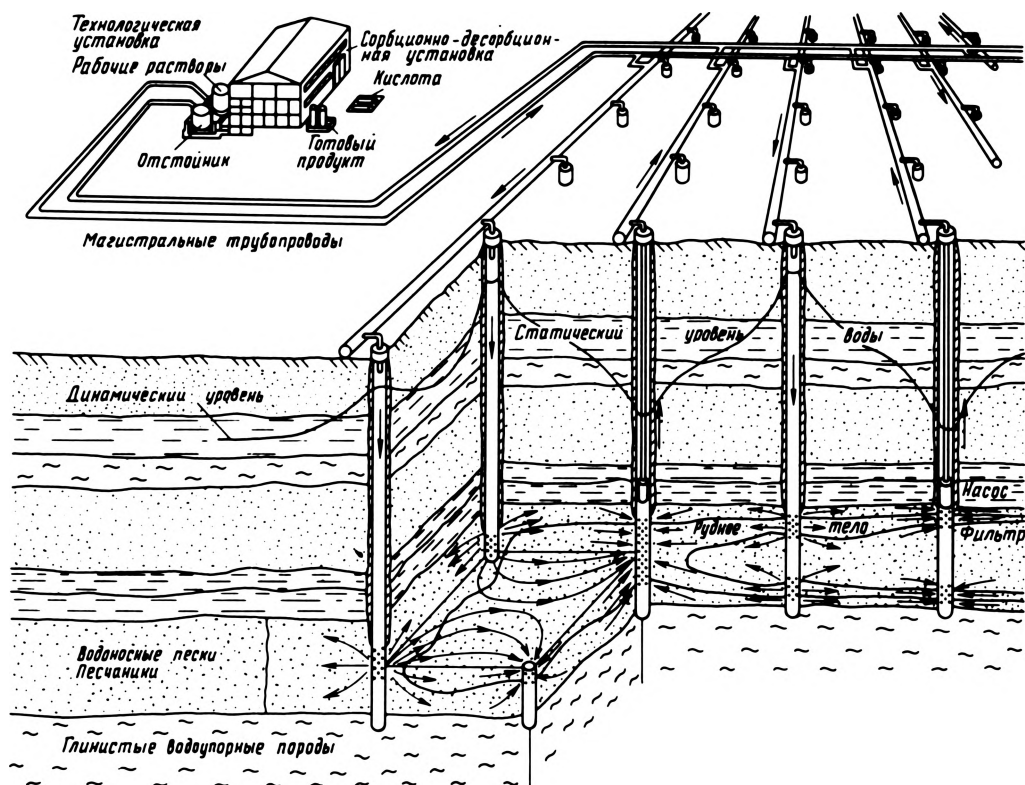


Рис. 3.5. Технологическая схема полигона подземного выщелачивания

масса, погруженная в вагонетки или автомашины, направляется на радиометрическую контрольную станцию (РКС), где в зависимости от содержания урана разделяется на богатую, фабричную руду и пустую породу.

Последующая более глубокая сепарация урановой руды производится на радиометрических обогатительных фабриках (РОФ), обычно (особенно для открытых работ) после предварительного крупного дробления.

Сортировка руды крупностью менее 20–15 мм малопроизводительна и неэкономична. Кроме того, мелкая фракция, как правило, имеет повышенное содержание

отмывки сортируемых кусков руды от урансодержащих шламов.

Разработаны и используются различные конструкции питателей, радиометров, разделяющих механизмов и вспомогательных устройств, включая микропроцессоры.

Схемы рудоподготовки разрабатываются применительно к каждому виду руд. Наряду с традиционными двух-трехстадийным дроблением и измельчением в них предусматривается использование мельниц самоизмельчения большого диаметра (типа "Каскад").

Наиболее часто исходная руда дробится до кусков размером 200 мм, затем поступает в мельницы самоизмельчения, где

совмещается среднее и мелкое дробление с измельчением. Производительность мельниц самоизмельчения существенно возрастает при догрузке в нее мелющих шаров. Для более тонкого измельчения после мельниц самоизмельчения дополнительно устанавливают обычные шаровые мельницы.

окисления, рационального использования и рекуперирования тепла.

Перспективным способом извлечения урана из упорных руд является автоклавное выщелачивание при повышенных температурах, увеличивающих скорость протекания полезных реакций. Использование в

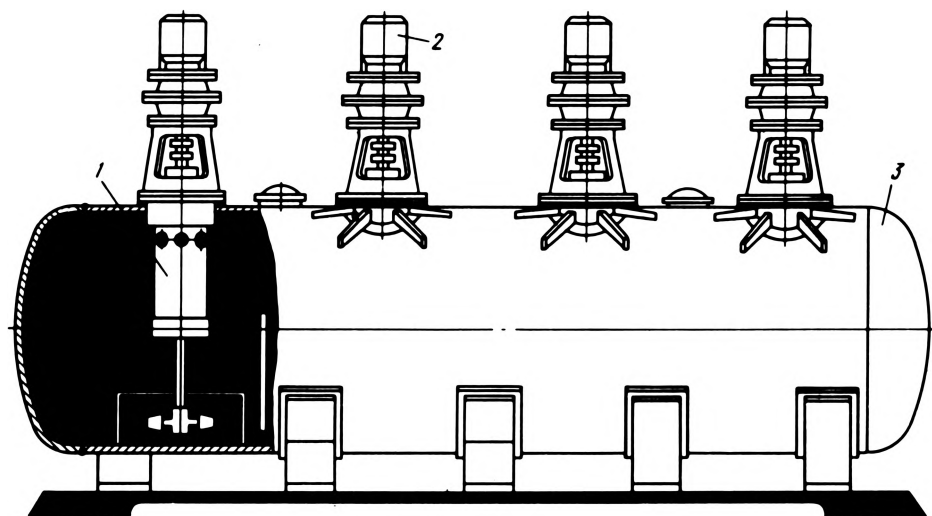


Рис. 3.6. Автоклав с механическим перемешиванием пульпы:

1 — аэрирующее и перемешивающее устройство; 2 — привод перемешивающего устройства; 3 — корпус автоклава

Мельницы "Каскад" большого диаметра и обычные шаровые мельницы работают в замкнутом цикле со спиральными классификаторами. Сливы классификаторов подвергаются контрольному гидроциклонированию, пески возвращаются в шаровую мельницу.

Выщелачивание. Для силикатных и алюмосиликатных руд основным является метод выщелачивания (рис. 3.5) раствором серной кислоты с окислителями (пиролюзитом, хлоратами натрия или калия, ионами трехвалентного железа).

Выщелачивание руд с высоким содержанием кислотоемких компонентов (карбонатов) проводят растворами карбоната и бикарбоната натрия. При этом минералы четырехвалентного урана окисляют в карбонатном растворе наиболее дешевым окислителем — кислородом воздуха. Усовершенствование этого процесса проводилось в направлении улучшения диспергирования воздуха, применения технологического кислорода, подбора катализаторов

автоклава кислорода или воздуха в качестве окислителя позволило совместить процессы выщелачивания урана и получения серной кислоты за счет окисления пирита, присутствующего в руде, а также окислить сульфиды других ценных металлов с переводом их в раствор.

Кислород или воздух как окислители весьма доступны, и при их применении в продуктах реакции отсутствуют вредные газообразные и растворенные вещества, загрязняющие окружающую среду. Использование процессов автоклавного выщелачивания повышает извлечение урана, экономит химикаты, сокращает энергетические затраты (пар, сжатый воздух). Использование процесса кислотного автоклавного выщелачивания облегчило создание замкнутой технологической схемы переработки руды.

В СССР разработаны, серийно изготавливаются и успешно применяются в промышленности различные типы автоклавов. Они бывают двух типов — горизонталь-

ные четырехкамерные с механическими перемешивающими устройствами (рис. 3.6) и вертикальные с пневматическим перемешиванием пульпы (рис. 3.7).

Перемешивающие устройства — двухступенчатые турбинные мешалки-аэраторы консольного типа.

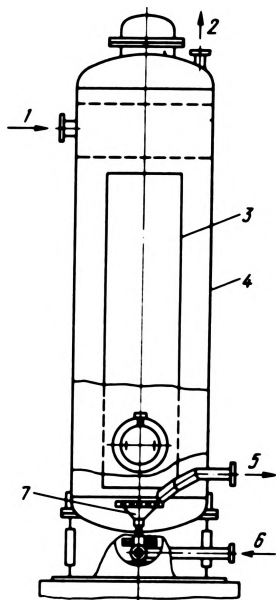


Рис. 3.7. Автоклав с пневматическим перемешиванием пульпы:

1 — вход пульпы; 2 — паровоздушная смесь; 3 — циркулятор; 4 — корпус автоклава; 5 — выход пульпы; 6 — сжатый воздух; 7 — воздухо-распределительное устройство

Вертикальный автоклав с пневматическим перемешиванием пульпы объемом 100–200 м³ рассчитан на работу при повышенных температурах и давлениях.

Гидрометаллургический цикл переработки урановых руд включает процесс сорбционного извлечения урана из пульпы с последующей экстракционной очисткой урановых элюатов (см. рис. 3.4).

Процессы сорбционно-экстракционной переработки пульпы благодаря снижению энергозатрат, экономии реагентов и материалов, а главное, повышению производительности труда по сравнению с традиционными фильтративно-декантационными осадительными методами переработки позволили приступить к эффективному и комплексному использованию бедных урановых руд.

В промышленности накоплен многолетний опыт практического использования метода сорбции из пульпы и экстракции из растворов.

Эффективность процесса сорбции из пульпы значительно возрастает при совмещении процессов сорбции и выщелачивания. Введение ионита на стадии выщелачивания повышает извлечение урана, сокращает общее время обработки рудного материала, подавляет высокие сорбционные свойства таких рудных минералов, как сланец, уголь, бентонит, монтмориллонит и цеолиты, из-за чего для удержания урана в растворе поддерживают высокую концентрацию выщелачивающего реагента.

В целом можно отметить явную зависимость между основностью ионита и его сродством к различным комплексам урана. В большинстве случаев сильноосновные аниониты макропористого типа обладают преимуществами по кинетике сорбции и десорбции урана в сравнении с анионитами гелиевой структуры.

В СССР широко применяются как сильноосновные, так и слабоосновные ионообменные смолы — в зависимости от солевого состава урансодержащих растворов и пульпы.

Имеющийся ассортимент доступных экстрагентов типа триалкиламиннов (ТАА), трибутилфосфата (ТБФ), ди-2-этилгексилфосфорной кислоты (Д-2-ЭГФК) позволяет их широко использовать как для очистки урана от примесей при переработке товарных десорбатов, так и при извлечении урана из рудных растворов. Успешно применяют для этих целей синергетные смеси кислых экстрагентов с нейтральными органическими соединениями.

Экстракционный метод извлечения и очистки урана эксплуатируется на протяжении более чем 25 лет. В качестве экстракторов на большинстве заводов используют горизонтальные смесительно-отстойные аппараты ящичного типа с турбинными мешалками.

Перспективные разработки направлены на создание еще более эффективных веществ класса суперэкстрагентов, к которым можно отнести фосфиноксиды, амиды фосфорных кислот, циклотрифосфазотриены и краун-эфиры. Налажено опытно-промышленное производство этих экстрагентов.

Хорошие результаты получены при применении селективных азотфосфорсодержащих экстрагентов для экстракции урана из нитратных и азотнокислых сред. Среди этих веществ обнаружены необычайно сильные комплексообразователи актинидов, например гексабутилтрисамид фосфорной кислоты и циклотрифосфазотриены, эффективные константы экстракции урана для которых достигают $10^6 - 10^7$.

Практический интерес представляет процесс экстракционной десорбции, при котором эмульсию экстрагентов в растворах минеральных кислот, например трибутилфосфата или триалкиламина в керосине, эмульгированных в 3%-ной серной кислоте, рекомендуют для процесса десорбции урана с сильноосновных анионитов. При экстракционной десорбции обеспечивается эффективный массоперенос, в результате чего процесс десорбции завершается в несколько раз быстрее, чем в обычных условиях.

В табл. 3.1 приведены данные, свидетельствующие об итогах работы гидрометаллургических заводов СССР в период 1952–1972 гг., когда широкое внедрение бесфильтрационных сорбционно-экстракционных процессов позволило обеспечить непрерывное снижение стоимости переработки сырья и повышение извлечения урана из руды при постепенном снижении содержания его в сырье.

Переработка урансодержащих фосфоритов. В СССР более 20 лет добываются и перерабатываются урано-фосфорные руды двух типов: глинистые урано-фосфорно-редкоземельные руды, содержащие значительное количество тонкого пирита (мельниковита), и урано-фосфорно-ториевые руды, содержащие значительное количество карбонатов и глины. Вследствие низкого содержания ценных компонентов ($P_2O_5 - 4-12\%$, Th — 0,03%, PЗЭ — 0,2%) все эти руды подвергаются предварительному обогащению.

Глинистые руды обогащаются методом двухступенчатой дезинтеграции и многоступенчатой классификации в гидроциклонах по классу +0,02 мм: нижний продукт гидроциклонов — это фосфорно-урановый концентрат с достаточно высоким содержанием всех ценных компонентов и высоким извлечением (90%), а слив — диспергированная глина и мельчайшие зерна

мельниковита. Разработана технология выделения из хвостов в батарейных гидроциклонах пиритного концентрата, пригодного для получения серной кислоты, необходимой для последующего выщелачивания урано-фосфорно-редкоземельного концентрата. Последний вскрывают смесью серной

Т а б л и ц а 3.1. Эффективность гидрометаллургической переработки урановых руд

Годы эксплуатации	Относительное содержание урана, %	Относительная стоимость переработки, %	Извлечение урана по сравнению с периодом 1952–1957 гг., %
1952–1957	100	100	100
1961–1965	100	80	106
1966–1970	90	70	109
1971–1972	75	70	111

и азотной кислот, практически полностью переводя в раствор ценные компоненты и связывая до половины кальция в виде гипса, с которым соосаждается основное количество радиоактивных элементов (в основном ^{226}Ra и ^{230}Th). Получаемые затем удобрения (нитрофос) содержат фосфор поровну в водо- и цитратнорастворимых формах.

Из растворов фосфорной кислоты после восстановления железа осаждают коллективный химический концентрат урана, редких земель и остальную часть As и ^{230}Th , затем его растворяют в азотной кислоте, извлекают уран экстракцией с последующим его выделением на стадии реэкстракции в виде аммонийуранилтрикарбоната, оставляя редкие земли в рафинате экстракции. Редкоземельные металлы из рафината извлекают сорбцией или экстракцией, затем осаждают карбонаты, после проковки которых получают чистые оксиды суммы PЗЭ и Y.

Из азотно-фосфорных растворов после выделения коллективного концентрата аммонизацией, упаркой и грануляцией получают азотно-фосфорные удобрения типа нитрофоса, содержащие в сухом виде до 40% питательных веществ.

Концентрат обогащения можно перерабатывать по упрощенной схеме без извлечения редких земель, вскрывая серной кис-

лотой, фильтруя на карусельных фильтрах, экстрагируя U из раствора с последующим получением чистых соединений U (оксидов). После аммонизации, упаривания и грануляции получают азотнофосфорное удобрение типа аммофоса.

Урано-фосфорно-ториевые руды предвительно обогащаются в тяжелых суспензиях с использованием гидроциклонов. Нижний продукт представляет собой концентрат, а легкий (слив) — отвалыные хвосты. Концентрат перерабатывают с разложением серной кислотой, экстракцией U и Th из растворов и раздельной реэкстракцией U и Th. Урановый реэкстракт подвергают дополнительной экстракционной очистке с последующим получением чистых кристаллов аммонийуранилтрикарбоната, а из ториевого реэкстракта получают химический концентрат тория.

Таким образом, из промышленных руд сложного состава с хорошими экономическими показателями извлекаются уран и многие сопутствующие ценные компоненты с одновременной утилизацией затрачиваемых химикатов в попутно получаемые азотно-фосфорные аммонийные удобрения. Реализация попутно получаемых продуктов значительно снижает себестоимость получения урана.

Комплексная переработка урановых руд сложного состава, ее освоение в СССР и значение для народного хозяйства

Многие месторождения урановых руд в СССР содержат также ряд других ценных компонентов (P, Mo, Re, PЗЭ и др.), большинство из которых являются вредными примесями для урановых соединений, применяемых в атомной энергетике. Содержание их обычно ниже промышленного минимума, т.е. самостоятельное извлечение их является нерентабельным, но это содержание во много раз превышает допустимое для чистых урановых соединений. Поэтому при переработке таких руд приходится полностью отделять все сопутствующие элементы от урана. Поскольку на добычу и переработку руд затрачиваются большие средства (реагенты, энергия, рабочая сила и т.д.), нецелесообразно сопутствующие

элементы удалять в отвал и тем загрязнять окружающую среду, а следует извлекать как попутную продукцию. Большинство попутных компонентов извлекаются из руды при выщелачивании урана, а отделяются — в процессах сорбции и экстракции.

При переработке сложных руд требуется повышенный расход реагентов. Поэтому второй задачей комплексной переработки руд является утилизация реагентов в виде побочных продуктов (удобрения, квасцы) или оборот реагентов в процессе, что существенно снижает их безвозвратный расход. При комплексной переработке руд также сводится к минимуму и загрязнение окружающей среды попутно получаемыми концентратами и продуктами разложения используемых реагентов. Другими словами, наряду с экономическим эффектом достигается и существенный социальный эффект. При извлечении растворимых попутных компонентов используются различные технологические схемы. Применение этих схем позволяет получать из сложных урановых руд такие элементы, как молибден, ванадий, рений, тантал, ниобий, золото.

Природа создала большое разнообразие урановых руд. Помимо отмеченных попутно добываемых металлов практическое значение могут иметь также присутствующие в некоторых урановых рудах торий, никель, медь, серебро, олово, PЗЭ, цирконий, селен, цезий. Указанные металлы в большинстве случаев могут быть извлечены в раствор совместно с ураном, отделены от него и получены в виде товарных продуктов методами сорбции и экстракции; возможно также раздельное выщелачивание отдельных металлов специальными реагентами. В некоторых случаях они могут быть также выделены методами обогащения (гравитационными, магнитными и флотационными) перед выщелачиванием урана или после него (из хвостов).

При добыче урана методом подземного выщелачивания экономически целесообразна организация попутного извлечения ванадия, молибдена, рения. Возможно также извлечение селена совместным с ураном или раздельным выщелачиванием.

Многолетний опыт переработки урановых руд сложного состава свидетельствует, что они являются крупным дополнитель-

ным источником ценных для народного хозяйства металлов, извлечение которых высокорентабельно и может быть организовано на гидрометаллургических урановых заводах.

Получение конечных продуктов гидрометаллургического цикла

Металлический уран, оксиды, тетрафторид и гексафторид урана являются наиболее важными конечными продуктами гидрометаллургического цикла переработки ураносодержащего сырья. Последние достижения в области переработки рудного сырья позволяют получать химические концентраты с содержанием урана не ниже 65%, со значительным сокращением содержания таких примесей, как мышьяк, бор, калий, фосфор.

Химконцентраты урана представлены аммиачной и натриевой солями урановой кислоты или технической закисью — оксидом урана.

Принципиальные схемы переработки химических концентратов и технической закиси — оксида одинаковы и включают следующие операции: выпечивание, экстракцию растворителем, резэкстракцию, осаждение урана в виде малорастворимых соединений, прокаливание последних до высших оксидов с одновременным восстановлением до диоксида урана, который превращают в тетрафторид урана мокрым или сухим способом. Тетрафторид используют для получения гексафторида или металлического урана и сплавов на его основе.

Ядерно-чистую закись-оксид или диоксид урана можно получать прямо на рудоперерабатывающем заводе путем экстракционного извлечения урана из богатых элюатов с резэкстракцией в кристаллы аммонийуранилтрикарбоната, которые затем прокаливаются до оксидов урана во вращающихся печах.

В качестве исходного сырья для получения гексафторида урана используются закись-оксид или тетрафторид урана. Содержание в исходных продуктах примесей, которые образуют летучие фториды, близкие по своим физико-химическим свойствам к гексафториду урана (Mo, W, V, P, N,

Cr, Si), должно быть минимальным (10^{-3} — 10^{-4} % по массе по отношению к урану).

Фторирование (для небольших производительностей) осуществляется в горизонтальном трубчатом реакторе при непрерывной подаче сырья. Для крупномасштабного производства фторирование проводят в пламенных реакторах. Для более глубокого извлечения урана в газовую фазу процесс проводят при 5–20%-ном избытке фтора.

Образующиеся в процессе фторирования остатки твердой фазы перерабатываются гидрометаллургическим методом.

Основным методом получения металлического урана является восстановление тетрафторида урана металлическим кальцием.

Преобразование UF_6 в UO_2 . Газовые или неводные методы конверсии UF_6 включают процессы обработки гексафторида урана в газовой фазе газообразными реагентами с образованием твердых промежуточных продуктов конверсии и последующим превращением их в UO_2 . Одним из наиболее перспективных методов считается пламенный, заключающийся в конверсии гексафторида урана в кислородно-водородном пламени. Промежуточные твердые продукты конверсии содержат повышенные количества фтора (до 10%), но последующая термическая обработка их в атмосфере водорода и водяного пара позволяет снизить содержание фтора до $3 \cdot 10^{-3}$ %. Получаемые этим методом порошки обладают хорошей прессуемостью и спекаемостью.

Основные трудности, препятствующие широкому распространению газовых методов, связаны с необходимостью использования коррозионно-стойких материалов, более сложным аппаратным оформлением, а также длительностью заключительной стадии технологического цикла — операции обесфторивания оксидов. По мере усовершенствования аппаратуры и реализации новых направлений перспективы использования газовых методов могут расширяться.

Дальнейшее развитие технологии переработки урановых руд

В области рудоподготовки перспективным является (для крупных предприятий) установка шаровых мельниц большего

объема (до 300 м³ и более), а также применение во вторичных мельницах резиновой футеровки с магнитным креплением.

В процессах автоматической сортировки руд перспективными являются применение искусственно возбуждаемой радиоактивности мелких классов руды, это позволяет повысить эффективность их сортировки и снизить нижний предел крупности (до 10–15 мм), а также использование дополнительных физических свойств руд (плотности, электрических и магнитных свойств, цвета и др.).

Перспективным также является создание более компактных конструкций рудосортировочного оборудования путем объединения в одном агрегате сепаратора и вспомогательного оборудования (грохоты, промышленные устройства и т.д.).

С целью выделения упорных для выщелачивания урановых минералов, а также некоторых сопутствующих минералов следует ускорить создание опытных установок для магнитной сепарации.

Выделяемая этими методами упорная фракция должна подвергаться жесткому выщелачиванию с высокой концентрацией кислот (в том числе и методом замеса), с использованием остаточной кислотности для выщелачивания остальной массы руды. Для комплексных руд шире следует применять азотнокислотное выщелачивание с использованием отработанных растворов для получения удобрений.

Для выщелачивания забалансовых руд необходимо форсировать разработку биохимических методов выщелачивания, в первую очередь применительно к кучному и подземному выщелачиванию. Для выщелачивания упорных, а также богатых и комплексных руд следует шире применять автоклавное выщелачивание. Для подземного выщелачивания необходимо расширить работы по освоению карбонатного метода.

Исследования в области сорбционных процессов направлены на углубленное изучение механизма сорбции и поиск путей повышения селективности и эффективности ионообменного извлечения элементов. Необходимо постоянный поиск новых сорбентов для урана, эффективных при переработке весьма бедных растворов, а также для сопутствующих ценных металлов.

Исследования по химии жидкостной

экстракции урана вносят существенный вклад в координационную химию водных и неводных растворов. Продолжаются систематические исследования комплексобразования при взаимодействии солей урана с широко распространенными для его экстракционного выделения фосфорорганическими соединениями различной природы и структуры. Постоянно расширяется круг изученных экстрагентов. Продолжаются работы по применению размерноселективных экстрагентов типа краун-эфиров и крипандов в реакциях комплексобразования с ураном в растворах и гетерофазных экстракционных системах. Значительное место в технологии урана должны получить диализные, электродиализные и гиперфильтрационные мембранные процессы, с помощью которых можно утилизировать реагенты, ликвидировать операции нейтрализации, разлагать соли на составные компоненты, окислять и восстанавливать ионы, выделять соли из растворов и подземных вод после завершения отработки участков методом подземного выщелачивания.

Важнейшим направлением развития работ, связанных с усовершенствованием добычи и переработки руд, является автоматизация этих процессов с применением вычислительной техники.

Разработан комплекс руководящих технических и методических материалов по созданию на базе вычислительной техники автоматизированных систем управления технологическими процессами гидрометаллургических заводов (АСУТП ГМЗ), включающий рекомендации по функциональной структуре системы управления и решаемых ею задач, даны принципиальные технические решения по подсистемам централизованного контроля параметров, расчета оперативных технико-экономических показателей, оптимального управления технологическими операциями, оперативного планирования, учета и отчетности, управления качеством, а также по банку данных.

На нижнем уровне находятся несколько мини- или микро-ЭВМ, каждая из которых осуществляет сбор, предварительную обработку информации о ходе отдельной технологической операции и представление информации оператору-технологу, ответственному за поддержание заданного режи-

ма ведения этой операции. На верхнем уровне находится мини-ЭВМ, решающая задачи функциональных подсистем, связанные с обработкой больших массивов информации, осуществляющая оптимальное управление всем производством в целом, а также представляющая информацию диспетчеру на центральный диспетчерский пункт завода.

В настоящее время на всех гидрометаллургических производствах в различных объемах внедрены АСУТП, которые успешно развиваются, дополняются и совершенствуются.

Основные принципиальные решения по АСУТП ГМЗ используются также при создании АСУТП других непрерывных производств, например подземного выщелачивания, производства удобрений, керамических порошков диоксида урана.

3.2. Производство и контроль твэлов и ТВС

Твэлы и ТВС ядерных энергетических реакторов и условия их эксплуатации

Твэлы (тепловыделяющие элементы) — самые ответственные и очень напряженные конструкции активной зоны современных ядерных энергетических реакторов. Генерируемая в твэлах тепловая энергия отводится теплоносителем. Внутри твэла размещается ядерное топливо и локализуются радиоактивные продукты деления. Выход твэла из строя приводит к наиболее опасным последствиям — попаданию ядерного топлива и продуктов деления в контур теплоносителя. Поэтому одна из главных задач при разработке активной зоны ядерного реактора заключается в создании надежных конструкций твэлов.

У твэла может быть самая разнообразная форма: стержневая, пластинчатая, кольцевая, шаровая и т.п. Выбор формы твэла, его геометрических параметров, вида топлива производится с учетом факторов, определяющих физические, технические и экономические характеристики реакторной установки и ее целевого назначения. Разработка конструкции твэла сводится к отысканию решений, позволяющих обеспе-

чить наилучшее сочетание необходимых экономических показателей ядерной энергетической установки с ее максимальной безопасностью и надежностью. При этом важным критерием в оценке совершенства конструкции твэла является ее технологичность в изготовлении. Принимаются во внимание также последующие операции с твэлом после его выгрузки из реактора (регенерация, повторное использование, долговременное хранение).

Наибольшее распространение в ядерных энергетических установках АЭС как в Советском Союзе, так и за рубежом получили твэлы стержневой формы. Такая конструкция наиболее устойчива к механическим воздействиям и позволяет осуществить широкую механизацию и автоматизацию технологических процессов при массовом промышленном производстве твэлов.

Типичный стержневой твэл состоит из цилиндрической металлической оболочки, внутри которой размещаются ядерное топливо и материал воспроизводства, концевых деталей, необходимых для герметизации оболочки, фиксирующего элемента, обеспечивающего размещение ядерного топлива в требуемом положении, газосборника (резервного объема), являющегося частью внутреннего объема твэла и снижающего давление на оболочку, возникающее при накоплении газообразных осколков деления (Кг, Хе). Несмотря на относительную простоту конструкции определение ее оптимальных параметров, рабочих характеристик и ресурса требует изучения комплекса сложных процессов и явлений, протекающих при эксплуатации твэла. При этом от правильного выбора исходных параметров твэла и надежного прогнозирования их изменений в рабочих условиях зависит успешное функционирование твэла.

Количество твэлов, необходимых для загрузки реактора электрической мощностью 1000 МВт, велико и составляет около 60 000. Поэтому твэлы объединяют в тепловыделяющие сборки (ТВС). Кроме упрощения операций, связанных с загрузкой и выгрузкой ядерного топлива, объединение группы твэлов в ТВС позволяет организовать более надежное охлаждение активной зоны, в частности осуществить дистанционирование твэлов сравнительно просто-

ми конструкторскими и технологическими решениями.

Конструкции твэлов и ТВС должны удовлетворять ряду требований, среди которых наиболее важные:

сохранение целостности и герметичности оболочки твэла и всех его узлов в различных эксплуатационных режимах в течение требуемого ресурса работы;

применяемые в твэлах конструкционные материалы должны иметь низкое сечение паразитного захвата нейтронов, а их объемная доля должна быть минимальной;

конструкция и технология изготовления твэлов должны быть простыми и дешевыми, позволяющими применять высокопроизводительные автоматизированные технологические процессы при изготовлении;

топливные и конструкционные материалы, используемые в твэлах, принятые конструкторские и технологические решения должны обеспечить условия для последующего хранения, транспортировки и радиохимической переработки твэлов;

конструкция ТВС должна обеспечить условия для надежного охлаждения всех твэлов в сборке не только при нормальных условиях эксплуатации, но и при различных аварийных ситуациях, включая максимальную проектную аварию;

конструкция ТВС должна допускать осевое и радиальное расширение и возможное изменение формы твэла без их изгибов, нарушения дистанционирования и без существенного механического воздействия на твэлы со стороны дистанционирующих элементов и чехла.

Твэлы и ТВС тепловых реакторов

В настоящее время атомная энергетика Советского Союза базируется на тепловых реакторах двух типов: ВВЭР и РБМК. Для теплофикации создан водоохлаждаемый тепловой реактор АСТ-500.

Твэлы, используемые в этих установках, являются типичными для тепловых реакторов — как кипящих, так и с водой под давлением. Сердечник твэлов в виде спеченных таблеток из диоксида обогащенного урана размещается в оболочке из циркониевого сплава. Герметизация твэла осуществляется приваркой по торцам обо-

лочка заглушек. Для пространственной фиксации топливного столба и обеспечения его сплошности в твэле размещается фиксирующий элемент различного конструктивного оформления: витая пружина, разрезная втулка и др.

Для оболочек твэлов используется сплав $Zr + 1\% Nb$, для пружины — сплав $Zr + 0,065Cu + 0,085 Mo$.

На протяжении многих лет успешно эксплуатируются на Нововоронежской, Кольской, Армянской, Ровенской АЭС, а также в ряде стран—членов СЭВ и в Финляндии реакторы ВВЭР-440 — серийные реакторы первого поколения. Накопленный опыт эксплуатации энергоблоков АЭС с такими реакторами подтвердил высокую надежность разработанных и внедренных в промышленность конструкций твэлов, что явилось фундаментом для создания реакторов нового поколения.

Реакторы второго поколения — ВВЭР-1000 — в настоящее время эксплуатируются на Нововоронежской, Южно-Украинской, Запорожской, Калининской, Балаковской и других АЭС. Успешная эксплуатация этих реакторов с двухгодичной кампанией топлива и с максимальной глубиной его выгорания до $40\,000\text{ МВт} \cdot \text{сут/т U}^*$ позволила перейти к трехгодичному циклу с глубиной выгорания до $50\,000\text{ МВт} \cdot \text{сут/т U}^*$. Это обеспечило заметное снижение расхода природного урана при существенном уменьшении нагрузки на твэльные заводы и радиохимическое производство. В табл. 3.2 приведены условия эксплуатации твэлов в реакторах ВВЭР и наиболее важные исходные характеристики твэлов.

Из табл. 3.2 следует, что повышение единичной мощности реактора достигнуто в результате увеличения тепловой нагрузки на твэлы, возрастания скорости, давления и температуры теплоносителя в активной зоне, повышения температуры оболочек твэлов. Более жесткие условия эксплуатации твэлов в реакторе ВВЭР-1000 потребовали, с одной стороны, серьезных усовершенствований как конструкции, так и технологии изготовления твэлов, с другой — проведения большого комплекса расчетных и экспериментальных работ для установ-

* Среднее выгорание для максимально нагруженного твэла.

ления оптимальных эксплуатационных параметров твэла, обеспечивающих надежную работу реакторной установки.

Увеличение давления теплоносителя в активной зоне ВВЭР-1000 до 16 МПа потребовало более детального изучения явления возможного смятия оболочки твэла вслед-

а в ТВС реактора ВВЭР-1000 – 312; ТВС реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 пятого блока Нововоронежской АЭС имеют кожуховые трубы шестигранной формы с размером "под ключ" 144 и 238 мм соответственно. В серийном реакторе ВВЭР-1000 чехловые трубы в ТВС отсут-

Таблица 3.2. Условия эксплуатации и наиболее важные исходные характеристики твэлов реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000.

Параметр	ВВЭР-440	ВВЭР-1000 (серийный)	
		двухгодичная кампания	трехгодичная кампания
Максимальная удельная нагрузка на твэл, Вт/см	325	490	490
Давление теплоносителя в активной зоне, МПа	12,5	16	16
Максимальная скорость теплоносителя, м/с	4	6,8	6,8
Температура теплоносителя на входе/выходе, °С	270/300	290/322	290/322
Максимальная температура наружной поверхности оболочки твэла, °С	335	350	350
Проектное выгорание (максимальное), 10^4 МВт · сут/т U	4	4	6
Средняя глубина выгорания активной зоны, 10^4 МВт · сут/т U	2,8	2,8	4,3
Наружный диаметр оболочки, мм	9,1	9,1	9,1
Минимальная толщина оболочки, мм	0,63	0,63	0,63
Материал сердечника – таблетки	UO ₂	UO ₂	UO ₂
Длина топливного столба, мм	2420	3530	3530
Диаметр центрального отверстия в таблетке, мм	1,2 ^{+0,8}	1,4 ^{+0,2}	2,2 ^{+0,2}
Зазор между топливной таблеткой и оболочкой, мм	0,12–0,27	0,19–0,32	0,16–0,27
Давление гелия под оболочкой (после изготовления твэла), МПа	1	2,0–2,5	1,75–2,25
Материал оболочки твэла–сплав	Zr + 1% Nb	Zr + 1% Nb	Zr + 1% Nb
Максимальный флюенс быстрых нейтронов ($E > 0,4$ МэВ), 10^{22} нейтр/см ²	1	1,5	2

ствие радиационной и термической ползучести материала оболочки. Исследования показали, что устойчивость оболочек твэлов при выбранном диаметре обеспечивается при толщине стенки не менее 0,85 мм. Увеличение жесткости оболочки твэла за счет увеличения ее толщины – не лучшее решение. Поэтому было рекомендовано повысить исходное давление гелия под оболочкой до 2,0–2,5 МПа. Такое решение позволило не только предотвратить смятие оболочки, но и улучшить стабилизацию термомеханических характеристик твэла. Для общего представления о твэлах реакторов типа ВВЭР на рис. 3.8, б показана конструкция твэла ВВЭР-1000 для трехгодичной кампании. Количество твэлов в ТВС реактора ВВЭР-440 составляет 126,

существуют. Дистанционирование твэлов в ТВС осуществляется при помощи 14 решеток ячеистого типа из нержавеющей стали, расположенных равномерно по высоте ТВС.

Активная зона реакторов канального типа – РБМК-1000 и РБМК-1500 – имеет высоту 7 м. По высоте ее размещается топливная кассета, состоящая из двух ТВС, закрепленных на центральном стержне таким образом, что зазор, необходимый для компенсации удлинения твэлов в процессе работы, находится в центре активной зоны. Верхняя и нижняя ТВС одинаковы и содержат по 18 твэлов. В верхней ТВС реактора РБМК-1500 используются дистанционирующие решетки с интенсификаторами теплообмена, что и позволяет снимать с твэлов более высокие тепловые нагрузки.

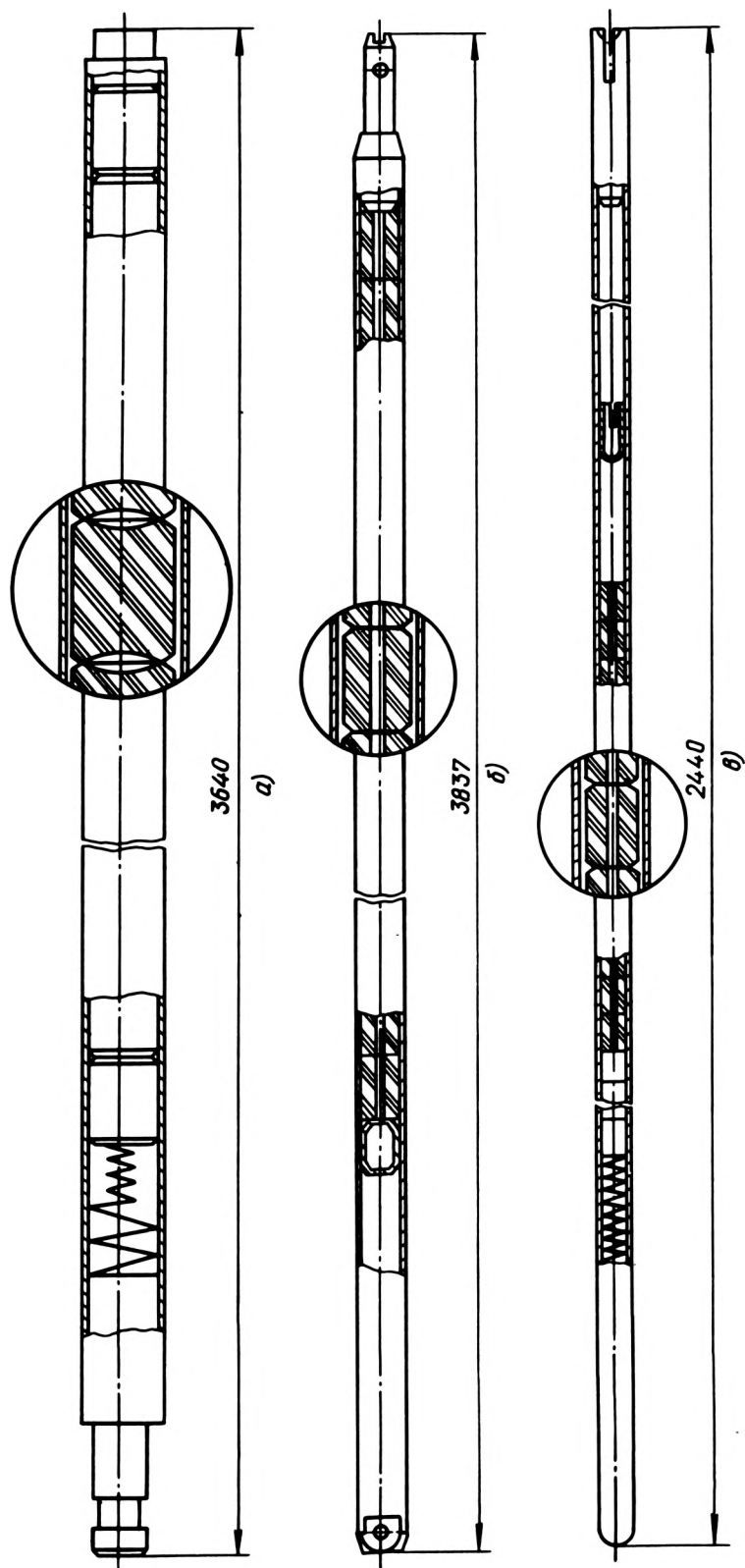


Рис. 3.8. Конструкции ТВЭЛов энергетических реакторов:
 а – РБМК; б – ВВЭР-1000; в – БН-600

Конструкции твзлов реакторов РБМК-1000 и РБМК-1500 по основным параметрам унифицированы. Принципиальным отличием является наличие в твзлах реактора РБМК-1500 на одном торце некоторого количества топливных таблеток из обедненного диоксида урана. Размещение

достижения технико-экономических показателей АЭС с такими реакторами, удовлетворяющих требованиям развивающейся ядерной энергетики, необходимо обеспечить в твзлах очень высокие глубины выгорания — не менее 10–12% т.а. (энерговыводка более 10^5 МВт · сут/т U) — в чрезвычайных

Таблица 3.3. Условия эксплуатации и наиболее важные характеристики твзлов реакторов РБМК-1000, РБМК-1500 и АСТ-500

Параметр	РБМК-1000	РБМК-1500	АСТ-500
Максимальные удельные нагрузки на твзлы, Вт/см	385	597	320
Давление теплоносителя в активной зоне, МПа:			
на входе	8,0	8,7	1,6
на выходе	7,3	7,5	—
Максимальная скорость теплоносителя, м/с	18,5	25	2
Температура теплоносителя, °С:			
на входе	265	259	135
на выходе	284	288	212
Максимальное паросодержание, % по массе	До 27	До 40	До 3
Максимальное выгорание топлива, 10^4 МВт · сут/т U:			
по твзлу.	2,3	2,3	2,0
в точке	2,7	2,7	2,8
Средняя глубина выгорания в активной зоне, 10^4 МВт · сут/т U	2,057	2,1	1,5
Наружный диаметр оболочки, мм	13,6	13,6	13,6
Минимальная толщина стенки оболочки, мм	0,825	0,825	0,825
Материал оболочки твзла — сплав	Zr + 1% Nb	Zr + 1% Nb	Zr + 1% Nb
Материал топливного сердечника — таблетки	UO ₂	UO ₂	UO ₂

таких таблеток в торцевой части топливного сердечника, обращенной к центру активной зоны, позволяет снизить всплеск энерговыделения в разрывах топливного столба до допустимого уровня как при загрузке ТВС в условиях работающего на полной мощности реактора, так и при стационарных и переходных режимах.

В табл. 3.3 приведены условия эксплуатации и наиболее важные исходные характеристики твзлов реакторов РБМК-1000 и РБМК-1500, там же приводятся данные и по твзлам реактора АСТ-500. Условия эксплуатации его позволяют применять твзлы, во многом унифицированные с твзлом РБМК-1000. На рис. 3.8 показана конструкция твзла РБМК-1000.

Твзлы и ТВС реакторов на быстрых нейтронах

Сложность проблемы создания твзлов для быстрых энергетических реакторов заключается прежде всего в том, что для

таких тяжелых условиях эксплуатации.

В табл. 3.4 представлены наиболее важные исходные характеристики твзлов реакторов БН-350 и БН-600 и условия их эксплуатации. Дополнительно к приведенным данным необходимо отметить еще одну эксплуатационную особенность твзлов быстрых реакторов. Из-за низкого давления натриевого теплоносителя оболочки таких твзлов подвержены воздействию растягивающих напряжений, возникающих от постепенно растущего давления газообразных продуктов деления.

В реакторе БН-600 реализованы эксплуатационные параметры, являющиеся в настоящее время рекордными для мировой практики.

На рис. 3.8, в представлена конструкция твзла реактора БН-600. Твзлы диаметром 6,9 мм комплектуются в пучки по 127 шт. и загружаются в шестигранный кожух ТВС. Размер шестигранного кожуха "под ключ" равен 96 мм, толщина стенки 2 мм. Материал кожуха — сталь 0Х16Н15МЗТ в х.д. состоянии. Дистанционирование твзлов

между собой осуществляется при помощи проволоки круглого и эллипсного сечений, навиваемой с определенным шагом на оболочку твэла. К верхней части кожуха приваривается головка, конструкция которой обеспечивает возможность захвата ТВС при операциях загрузки и выгрузки ядерного

Оксидное урановое и уран-плутониевое топливо

Широкое использование оксидного топлива в энергетическом реакторостроении связано с его хорошими эксплуатационными свойствами, радиационной стойко-

Т а б л и ц а 3. 4. Условия эксплуатации и наиболее важные характеристики твэлов реакторов БН-350 и БН-600

Параметр	БН-350	БН-600
Удельные нагрузки на твэлы, Вт/см:		
максимальная	410	540
средняя	267	370
Давление теплоносителя на входе в активную зону, МПа	0,55	0,66
Максимальная скорость натрия в активной зоне, м/с	8	8
Максимальная температура оболочки твэла, °С	570	710
Наружный диаметр оболочки, мм	6,9	6,9
Минимальная толщина стенки оболочки, мм	0,36	0,36
Материал оболочки твэла	Стали ОХ16Н15МЗБ х.д. ОХ16Н15МЗБР х.д.	Стали ОХ16Н15МЗБ х.д. ОХ16Н15МЗБР х.д.
Материал топливного сердечника таблетки	UO ₂	UO ₂
Средняя эффективная плотность топлива, г/см ³	8,6	8,6
Максимальное выгорание топлива в максимально напряженном твэле, 10 ⁴ МВт · сут/т U	7	6,5
Флюенс нейтронов ($E > 0,1$ МэВ), 10 ²³ см ⁻²	1,1	1
Максимальная повреждающая доза, смещение на атом (TRN)	50	50
Кампания топлива (максимальная), сут	300	300

топлива. Снизу к кожуху приварен хвостовик, с помощью которого ТВС устанавливается в напорном коллекторе.

Реактор БН-350 успешно эксплуатируется с 1972 г. на Шевченковской АЭС, а реактор БН-600 с 1980 г. — на Белоярской АЭС. Однако выгорание топлива в твэлах, приведенное в табл. 3.4, на данном этапе недостаточно для обеспечения требуемых экономических показателей АЭС с быстрым реактором. Поэтому ближайшей задачей является повышение глубины выгорания в активной зоне быстрых реакторов до $1 \cdot 10^5 - 1,2 \cdot 10^5$ МВт · сут/т U.

Однако эта задача в материаловедческом отношении достаточно сложна, к настоящему времени на отдельных штатных ТВС в реакторе БН-350 достигнуто выгорание около 100 000 МВт · сут/т U, в БН-600 — около 75 000 МВт · сут/т U, а на опытных ТВС до 120 000 МВт · сут/т U.

стью, удовлетворительной совместимостью с конструкционными материалами и теплоносителями.

Характер поведения уран-плутониевого оксидного топлива под облучением связан с различием в упругости паров диоксида урана и диоксида плутония и скорости их сублимации и конденсации. В процессе облучения при определенных интервалах температур в области столбчатых зерен в топливной таблетке возникает узкая кольцевая зона, обогащенная плутонием; диаметр этой зоны зависит от линейной тепловой нагрузки.

Поведение виброуплотненного топливного сердечника в процессе облучения имеет свою специфику. В начале облучения наблюдается в основном радиальный массоперенос, связанный с формированием компактного сердечника в процессе спекания, активированного облучением. Однако

если в местах максимальной линейной тепловой нагрузки твэла спекание проходит интенсивно, вплоть до образования центрального отверстия и столбчатой структуры на всю толщину сердечника, то в других сечениях по высоте (или в твэлах, находящихся в менее напряженных условиях) между центральной компактной частью и оболочкой может сохраняться неспекшийся исходный порошок. Эти особенности следует учитывать при оценке физико-химического и механического взаимодействия топливного сердечника с оболочкой. Наличие в непосредственной близости к оболочке слоя топлива с достаточно развитой поверхностью сопровождается более интенсивным выходом агрессивных по отношению к оболочке продуктов деления — цезия, йода, теллура и др.

Процессы, протекающие в оксидных сердечниках, определяют требования к топливной керамике и направления совершенствования оксидного топлива с целью повышения работоспособности твэлов. Учитывая рост кислородного потенциала топлива при его выгорании, необходимо стремиться к использованию оксида урана с составом, максимально близким к стехиометрическому. В случае уран-плутониевого оксида выгоден достехиометрический состав ($O/Me = 1,98$).

Важным является совершенствование структуры топливной керамики с целью снижения температуры хрупкопластичного перехода. Наконец, необходимо стабилизировать исходную плотность керамики в узких пределах. Исследованиям в этом направлении придается большое значение.

В Советском Союзе осуществлен переход к замкнутому урановому топливному циклу при эксплуатации тепловых и быстрых реакторов. Это существенно повышает эффективность использования ядерного топлива. Ведется также подготовка к переходу на замкнутый плутониевый топливный цикл быстрых реакторов. С этой целью проводится подробное исследование уран-плутониевого топлива.

Изучена и отработана технология получения уран-плутониевых сердечников из механически смешанных порошков оксидов урана и плутония.

Одна из особенностей производства сердечников твэла из смешанного топлива —

необходимость обеспечения однородной структуры практически твердого раствора достехиометрического состава диоксидов. Получению твердого раствора способствует хорошее перемешивание компонентов в твердом или жидком состоянии. С этой точки зрения предпочтение должно быть отдано соосаждению урана и плутония, включая золь-гель-метод. Последний позволяет получать порошки $(UPu)O_2$ в виде микросфер, которые могут быть использованы для получения как таблетированного, так и виброуплотненного топлива.

Наиболее подробно исследован в СССР метод механического смешивания диоксидов урана и плутония. Отработанный процесс позволяет получать таблетированные сердечники из уран-плутониевого топлива и в виде твердого раствора.

Зависимость равновесного кислородного потенциала от кислородного коэффициента — отношения кислорода к металлу — для соединений UO_2 и $(U, Pu)O_2$ различна. Это отношение влияет на взаимодействие топлива с оболочкой. Для снижения взаимодействия смешанного уран-плутониевого топлива с оболочкой желательнее иметь кислородный коэффициент в пределах 1,96—1,98. Спекание в водородсодержащей среде с необходимым отношением H_2O/H_2 обеспечивает получение требуемого состава диоксида. Благоприятное влияние пониженного отношения O/Me на снижение взаимодействия топлива с оболочкой было подтверждено реакторными исследованиями. Если при $O/Me = 2$ взаимодействие достигает 100—120 мкм, то в твэлах с сердечниками состава $(U, Pu)O_{1,967}$ взаимодействие носит локальный характер и не превышает 30—40 мкм.

Массовый эксперимент на реакторе БН-350 с таблетированным уран-плутониевым топливом подтвердил надежную работоспособность таких твэлов.

Определенную трудность представляет использование плутония, получаемого после переработки твэлов тепловых реакторов, в связи с переменным изотопным составом. К настоящему времени отработана технология, позволяющая получать однородное смешанное топливо с содержанием изотопов плутония до 30% по массе.

Проведен также массовый эксперимент на реакторе БОР-60 с использованием твэ-

лов с виброуплотненными уран-плутониевыми оксидными сердечниками. В настоящее время этот реактор работает на виброуплотненном топливе. Накопленный опыт позволил перейти к укрупненному эксперименту проверки работоспособности твэлов с виброуплотненным урановым и уран-плутониевым топливом на реакторе БН-350.

Высокоплотное топливо

Большой интерес в качестве топлива для быстрых реакторов представляют уран-плутониевые карбиды и нитриды. Обладая лучшим комплексом ядерных и теплофизических свойств, они позволяют более чем на 10% увеличить коэффициент воспроизводства и уменьшить период удвоения производства плутония. В Советском Союзе в реакторах БР-10 и БОР-60 исследовано поведение карбидных и нитридных твэлов при линейных нагрузках 300–900 Вт/см и выгораниях до 10%. Эти виды топлива отличаются высокой способностью удержания осколочных газов — до 80–90% теоретического значения. Однако это приводит к снижению радиационной стойкости топлива при температуре выше 1450 °С, за пределами которой распухание резко возрастает, превышая 3–4% по объему на 1% выгорания.

Хорошая теплопроводность карбидного топлива позволяет реализовать существенно большие тепловые нагрузки, чем при использовании оксидов. Реальной является конструкция твэла с гелиевым заполнением рабочего объема (с целью улучшения теплопередачи от сердечника к оболочке). Карбидное и нитридное топливо позволяет увеличить диаметр твэлов до значения, которое определяется требованием обеспечения экономически целесообразной удельной тепловой нагрузки (энергонапряженность) на топливо, значение которой не должно быть меньше 200–300 Вт/г. Оптимальный диаметр топливных таблеток твэла с гелиевым заполнением составляет 6,0–6,5 мм.

Совместимость карбидного топлива с оболочкой из нержавеющей стали осложнена переходом избыточного углерода, освобождающегося при делении, что со-

провождается снижением пластичности оболочки вследствие возникновения по границам зерен фазы Cr_{23}C_6 . Нежелателен также сверхстехиометрический состав топлива, ухудшающий совместимость оболочки с топливом. Нитридное уран-плутониевое топливо отличается существенно лучшей совместимостью с оболочкой твэла. Однако его применение сдерживается большим паразитным поглощением нейтронов изотопом ^{14}N , содержание которого в природном азоте составляет 99,64%, а также значительным выделением гелия и водорода вследствие протекания ядерных реакций (n, α) и (n, p). Обогащение азота нуклидом ^{15}N является дорогим процессом.

Использование высокоплотного топлива перспективно также и в тепловых реакторах. Среди соединений урана, коррозионно-стойких в водяном теплоносителе, следует выделить интерметаллическое соединение U_3Si с содержанием кремния 3,78% по массе (плотность 14,99 г/см³). Соединение имеет очень узкую область гомогенности, а присутствие других фаз снижает его коррозионную стойкость. Получение U_3Si строга стехиометрического состава в промышленных условиях встречает некоторые трудности. Поэтому для обеспечения требуемых свойств в силицид иногда вводят 0,2–1,0% тантала по массе.

Силицид урана существует в двух кристаллических модификациях с фазовым переходом при 760 °С, сопровождающимся незначительным объемным изменением (0,06% об.). Он хорошо совместим с цирконием и его сплавами в условиях водоохлаждаемых реакторов. Взаимодействие этих материалов наблюдается при температуре выше 700 °С. Теплофизические свойства этого топлива также благоприятны. В Советском Союзе ведутся исследования силицида урана с целью создания твэлов на его основе.

Основные процессы, протекающие в твэлах при эксплуатации

Создание надежного твэла связано с детальным изучением довольно тонких и весьма сложных физических, физико-химических, физико-механических и теплофизических процессов и явлений.

Наибольшее практическое значение имеют процессы, приводящие к изменениям структуры и свойств материалов, а также к накоплению повреждений в оболочке и оказывающие влияние на поведение твэлов при аварийных ситуациях. Они сложны и многообразны. Рассмотрим наиболее существенные из них, происходящие в твэлах энергетических реакторов, содержащих диоксидное урановое и уран-плутониевое топливо.

Самые значительные изменения претерпевает ядерное топливо. Кроме интенсивного нейтронного облучения его кристаллическая решетка испытывает еще более мощное воздействие со стороны осколков деления, энергия которых в момент образования может достигать 100 МэВ, а длина пробега составляет несколько микрометров.

Для типичных условий реактора современной АЭС плотность делений в ядерном топливе достигает примерно $5 \cdot 10^{13} - 10^{14}$ дел/см³. Это означает, что статистически каждый атом топливного материала оказывается в зоне влияния пробега осколков деления приблизительно каждые 30–40 с. Интегральным эффектом таких специфических условий работы материала является существенное изменение свойств диоксидного топлива: снижается температура хрупкопластичного перехода, наблюдается эффект радиационной ползучести, начиная с достаточно низких температур — 500 °С (рис. 3.9). Количество осколков деления, накапливающихся в ядерном топливе за ресурс работы твэла, составляет 5–6% для твэлов тепловых реакторов и 10–12% для твэлов быстрых реакторов.

Продукты деления частично растворяются в кристаллической решетке горючего, замещая выгоревшие атомы. Нерастворимые в топливной матрице осколки образуют металлические включения и ряд новых фаз различного состава. Важным следствием этого накопления инородных атомов является заметное снижение температуры плавления диоксидного горючего — на 100–150 °С.

Отличительной особенностью диоксидного топлива являются его низкая теплопроводность [2–3 Вт/(м · °С)] и относительно высокая упругость паров при температуре выше 1600 °С. Энергонапряженность твэлов современных реакторов

достигает 500–550 Вт/см. При таких тепловых нагрузках в таблетках ядерного топлива возникают радиальные температурные градиенты до 500–600 °/мм, а температура в центре топливного сердечника превышает 2100–2200 °С.

Высокие температуры при больших гра-

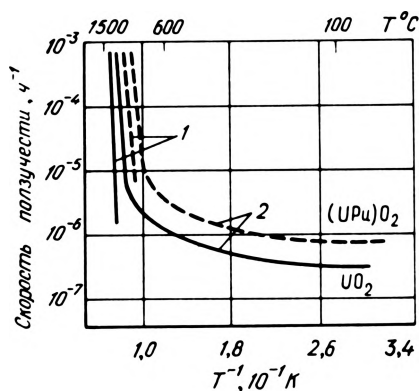


Рис. 3.9. Зависимость скорости ползучести оксидного топлива от температуры:

1 — без облучения; 2 — под облучением

диентах являются причиной радиального и осевого перераспределения атомов ядерного топлива и продуктов деления, что приводит к очень серьезным структурным изменениям в топливном сердечнике. Из-за разности парциального давления происходит перенос в радиальном и осевом направлениях в газовой фазе летучих продуктов деления. Для веществ, мигрирующих в твердой фазе, движущей силой является градиент химического потенциала. Исходная структура топлива претерпевает существенные изменения уже в начальном периоде облучения. В центральной области сердечника, окруженной изотермой с температурой примерно 1750 °С, наблюдается зона столбчатых кристаллов. В кольцевой области сердечника, заключенной между изотермой, соответствующей приблизительно 1350 °С, и зоной столбчатых кристаллов, образуется зона укрупненных равноосных зерен. В центре топливного сердечника образуется или увеличивается в размерах центральное отверстие. Периферийная область топливной таблетки сохраняет исходную структуру. Рост равноосных зерен является энергетически выгодным процессом ввиду уменьшения свободной поверхностной энергии, обусловленной

уменьшением числа зерен и соответственно общей свободной поверхности. Причиной образования зоны столбчатых кристаллов является перемещение пор посредством механизма диффузии через пар (сублимация на горячей стороне поры, конденсация на холодной).

Перераспределение исходной пористости осуществляется перемещением наиболее подвижных дискообразных пор, ориентированных перпендикулярно температурному градиенту, которые в процессе движения захватывают малоподвижные поры и превращаются под воздействием температурного градиента в поры линзообразной формы. Диффузия таких пор к оси твэла приводит к образованию или увеличению центрального отверстия. Эти механизмы структурных превращений в топливном сердечнике твэла объясняют причины практически полного выхода газообразных продуктов деления топливной матрицы в процессе облучения.

Как показал прямой эксперимент, матрица удерживает в среднем приблизительно 10–15% газообразных продуктов, образующихся в процессе деления, причем они концентрируются в основном во внешнем слое и в меньшей степени — в области равноосных зерен. Этим же объясняется незначительное радиационное распухание оксидного топлива, в среднем не превосходящее 1,7% по объему на 1% выгорания тяжелых атомов и линейно зависящее от выгорания. Установлено, что приблизительно 0,4% увеличения объема связано с накоплением в топливной матрице твердых продуктов деления, а остальное распухание происходит за счет газообразных продуктов деления.

Большое значение для работоспособности твэла имеют процессы, протекающие в зазоре между внутренней поверхностью оболочки и топливной таблеткой. Они играют решающую роль в механизмах коррозионного повреждения оболочек из-за наличия в твэле агрессивных по отношению к оболочке осколков деления: иода, цезия, кадмия, теллура и др.

В случае нержавеющей стали (реакторы на быстрых нейтронах) физико-химическое взаимодействие топлива и осколков деления с оболочкой приводит к образованию двух основных видов коррозии: фронтальной и межкристаллитной. В результате

фронтальной коррозии происходит равномерное неизбирательное повреждение оболочки с утонением ее стенки.

Межкристаллитная коррозия распространяется по границам зерен, ослабляя их.

Цирконий и его сплавы (реакторы на тепловых нейтронах) склонны к коррозионному повреждению при наличии в оболочке растягивающих напряжений. Исследования показали, что наиболее агрессивные газообразные продукты деления мигрируют в твэле в паровой фазе в виде цезия и его оксида и сульфида. Они осаждаются в более холодных зонах топлива и в зазоре. При этом за счет диффузии в термическом градиенте при высоких тепловых нагрузках (500–550 Вт/см) на границе раздела оболочки–топливо могут образовываться в результате взаимодействия топлива, оболочки и осколков деления фазы сложного состава, которые сцепляют оболочку с топливом. В случае межкристаллитной коррозии при расхолаживании реактора это обстоятельство является причиной отрыва от оболочки зерен, ослабленных межкристаллитной коррозией.

Химическое состояние продуктов деления на границе раздела оболочки–топливо существенным образом зависит от процессов γ -радиолиза соединений. В частности, установлена возможность появления элементарного иода из иодида цезия.

Очень важна и актуальна проблема стойкости твэлов в переходных режимах работы реактора. Переходные режимы — неотъемлемая часть полной номенклатуры проектных эксплуатационных режимов АЭС, работающих в базовой части графика нагрузок. У маневренных АЭС они будут занимать существенную долю общего времени эксплуатации, а по количеству могут намного превосходить значение, характерное для базовых АЭС.

Физической основой, отличающей поведение твэлов в переходных режимах, является относительно быстрое изменение температурных полей в оболочке и топливе. Этот процесс сопровождается рядом явлений, которые при определенных условиях приводят к накоплению дополнительных повреждений в оболочке.

При повышении удельного энерговыделения в твэле происходит термомеханическое взаимодействие топлива с оболоч-

кой, связанное с различием уровня изменения температур в топливе и оболочке, а также с меньшим значением коэффициента линейного расширения циркониевых оболочек (твэлы тепловых реакторов) по сравнению с оксидным топливом. Наиболее опасным переходным режимом является скачок мощности, т.е. относительно быстрое (опережающие процессы релаксации напряжений в оболочке и топливе за счет ползучести) увеличение удельного энерговыделения выше предшествующего достаточно длительного стационарного уровня. Опасность разрушения твэла в таком переходном режиме обусловлена состоянием твэла перед скачком мощности: концентрацией агрессивных продуктов деления на оболочке и условиями ее контакта с топливом. Наиболее неблагоприятна ситуация, когда между топливом и оболочкой зазор отсутствует и полное термическое расширение сердечника передается на оболочку, вызывая в ней высокие растягивающие напряжения. При наличии агрессивных осколков деления оболочки в этом случае будут разрушаться по механизму коррозионного растрескивания. Снижение скорости нагружения до уровня, сопоставимого со скоростью релаксационных процессов, обусловленных ползучестью топлива и оболочки, приводит к уменьшению напряжений в оболочке и благоприятно сказывается на работоспособности твэла.

Важное значение в поведении твэлов имеет процесс трещинообразования в топливных таблетках. При подъемах мощности периферийная часть таблеток (в области температуры ниже температуры хрупкопластичного перехода) растрескивается, в результате внутренние более горячие слои топлива расширяются, что приводит к дополнительному напряжению в оболочке. В ней напротив трещин возникает концентрация напряжений. Кроме того, трещины облегчают доступ к оболочке агрессивных продуктов деления. Для снижения уровня напряжений в оболочках твэлов в переходных режимах эксплуатации АЭС, рассчитанных на базисный режим работы, были разработаны и внедрены усовершенствованные конструкции твэла: используют таблетки с фасками и уменьшенным отношением длины к диаметру; заполняют твэлы гелием с повышенным

давлением. В перспективе рассматривается также применение таблеток с повышенной пластичностью (снижение температуры хрупкопластичного перехода).

Остановимся на одном достаточно эффективном и доступном методе снижения напряжений при взаимодействии топлива с оболочкой: применении таблеток с центральным отверстием. В этом случае при незначительном снижении массы топлива на единицу длины твэла уменьшается температура топлива и появляется возможность снизить уровень растягивающих напряжений в оболочке за счет пластической деформации топлива. Наибольшая эффективность этого конструктивного решения проявляется при сравнительно высоких удельных нагрузках — более 300–330 Вт/см, когда уровень температуры топлива достаточен для срабатывания механизмов пластического деформирования и ползучести за время, характерное для переходного процесса. Для оболочек твэлов маневренных АЭС рекомендуется использовать трубы из сплава $Zr + 1\% Nb$, внутренняя поверхность которых имеет пластичный слой из чистого иодидного циркония с низким содержанием кислорода. Применение подобных труб позволяет существенно снизить склонность циркониевого сплава к разрушению из-за коррозионного растрескивания. В настоящее время приступили к освоению промышленной технологии изготовления таких труб.

Производство твэлов и ТВС

В Советском Союзе накоплен большой опыт производства твэлов и ТВС для различных типов атомных реакторов. С самого начала разработки и организации производства твэлов особое внимание было обращено на обеспечение их надежности и работоспособности. Тщательно отработывалась технология производства трубок для твэлов, сердечников твэлов и методов сварки и контроля — основных факторов, определяющих длительную работоспособность твэлов.

На первом этапе развития атомной энергетики, когда масштаб производства твэлов был относительно невелик, с одной стороны, представилась возможность до-

статочно хорошо изучить и отработать все основные технологические процессы, а с другой — не было настоящей необходимости в организации высокопроизводительного механизированного и автоматизированного поточного производства. Кроме того, не было опыта создания такого

производства. Тем не менее уже при эксплуатации первых реакторов типа ВВЭР-440 в Советском Союзе и ряде других стран была продемонстрирована очень высокая надежность и работоспособность твэлов. Однако в начале 70-х годов темпы развития атомной энергетики резко уве-

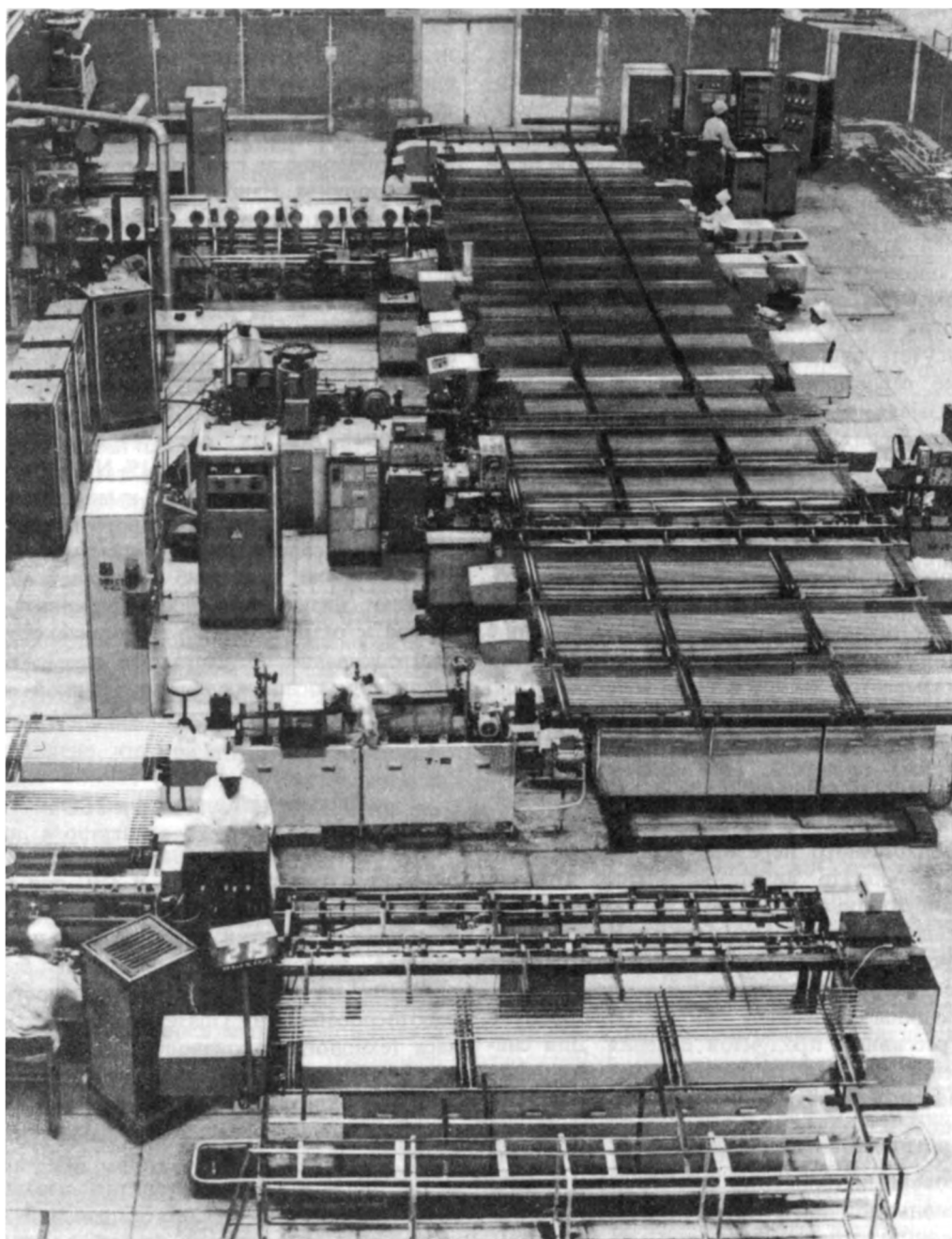


Рис. 3.10. Автоматизированная линия производства твэлов

личились с ориентацией на атомные энергоблоки мощностью 1000 МВт (эл.). И прежний подход к организации производства твэлов уже не мог удовлетворить запросы развивающейся атомной энергетики. Поэтому был взят курс на создание механизированных и максимально автоматизирован-

Успехи, достигнутые в автоматизации производства и контроля твэлов, позволили приступить к созданию автоматизированных систем управления технологическим процессом (АСУТП). Это позволило получить ряд преимуществ управления в сравнении с традиционной оперативно-

Т а б л и ц а 3.5. Характеристики твэла реактора ВВЭР-1000

Параметр	Значение параметра	
	по техническим условиям	среднестатистическое
Плотность топливной таблетки, г/см ³	10,4–10,8	10,5–10,6
Содержание влаги, % по массе	0,0007	0,0003–0,0004
Отношение высоты к диаметру топливной таблетки	1,2–1,5	1,2–1,4
Состав внутритвэльной среды:		
гелий	95	97–99
примеси	5	1–3
Давление гелия под оболочкой, МПа	2,0–2,5	2,0–2,5
Диаметральный зазор топливо–оболочка, мм	0,19–0,32	0,25
Кислородный коэффициент	2,000–2,015	2,01
Содержание фтора в таблетках, % по массе	0,0050	0,0020

ных высокопроизводительных поточных линий изготовления твэлов как для канальных, так и для корпусных реакторов. Такие линии созданы и успешно работают (одна из них показана на рис. 3.10). В них практически полностью исключен субъективный фактор, что позволило повысить и стабилизировать качество выпускаемых твэлов. Должное внимание уделяется совершенствованию и автоматизации контроля производства и качества твэлов, включая такие показатели, как качество трубок, плотность и геометрия топливных таблеток и содержание в них влаги, качество сварки и герметичность твэлов, сплошность топливного столба, исходное давление гелия в твэлах, качество оксидной пленки и т.д. Вторым важным мероприятием в организации производства твэлов и ТВС является четкая специализация предприятий, участвующих в этом производстве. Все это в сочетании с унификацией твэлов позволяет полностью обеспечить растущие запросы атомной энергетики.

Наряду с совершенствованием производства постоянно ужесточаются требования как к твэлам в целом, так и к составляющим его элементам. Некоторые характеристики твэлов для реактора ВВЭР-1000 приведены в табл. 3.5.

диспетчерской системой управления технологическими процессами и явилось основой создания современного высокоэффективного промышленного производства качественных твэлов и ТВС. Производство твэлов для быстрых реакторов не достигло такого совершенства, как для водо-водяных реакторов, поскольку в Советском Союзе работают пока только два промышленных реактора — БН-350 и БН-600. Но для изготовления твэлов и ТВС этих реакторов создается специализированное производство, в котором будет использован весь опыт изготовления твэлов для тепловых реакторов.

3.3. Конструкционные материалы для активных зон ядерных реакторов и проблемы глубокого выгорания топлива

Циркониевые сплавы для оболочек твэлов

Выбор конструкционных материалов для оболочек твэлов определяется условиями их эксплуатации, описанными выше. Применительно к тепловым реакторам одним из главнейших требований, ограничивающих выбор материалов, является минималь-

ное сечение захвата тепловых нейтронов. Наиболее полно этому требованию отвечает цирконий, очищенный от своего постоянного спутника-аналога гафния. Однако чистый цирконий имеет сравнительно низкие физико-механические свойства и коррозионную стойкость. Поэтому используют

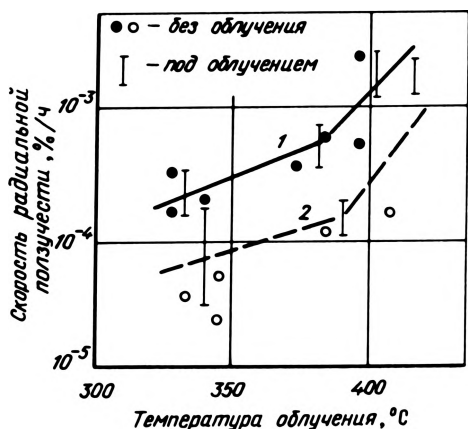


Рис. 3.11. Влияние температуры нейтронного облучения на скорость ползучести труб твэлов из сплава Zr — 1,0% по массе Nb ($\sigma = 70 \div 100$ МПа, флюенс — до $1,37 \cdot 10^{22}$ нейтр/см², $E \geq 0,1$ МэВ): 1 — сплав с 0,05% по массе O; 2 — сплав 0,13% по массе O

различные сплавы, чаще всего бинарный с 1% (по массе) Nb.

Антикоррозионные и механические свойства этого сплава, а также разработанная технология производства труб для твэлов позволяют достичь высокой надежности последних при существующих в настоящее время режимах эксплуатации. Однако тенденции к удлинению кампании топлива, требование работы в переменном режиме нагрузки АЭС приводят к необходимости дальнейшего совершенствования качества и свойств оболочки.

Основная проблема в обеспечении высокой работоспособности твэлов — это ослабление влияния гидрирования и разупрочнения оболочки, устранение технологических дефектов.

Опыт эксплуатации действующих реакторов показывает, что разрушение твэлов происходит в основном в результате растрескивания оболочки. Исследованиями установлено, что сопротивление оболочки растрескиванию в условиях нейтронного об-

лучения и уменьшение ее взаимодействия с теплоносителем и топливом обусловлены равномерностью распределения ниобия и примесей в сплаве, однородностью структуры и степенью рекристаллизации, величиной зерна и характером текстуры, а также отсутствием на рабочих поверхностях дефектов, особенно трещин.

Термическое расширение топлива и вызванная этим деформация оболочки по диаметру твэла могут быть причиной радиальных напряжений, достаточных для зарождения и развития трещин в оболочке. В связи с этим основные усилия при разработке технологии производства оболочек из сплава Zr + 1% по массе Nb были направлены на обеспечение сопротивления растрескиванию и ползучести.

Наиболее высокое сопротивление растрескиванию, в том числе при переменных нагрузках, оболочки из сплава Zr + 1% Nb по массе имеют в рекристаллизованном состоянии, характеризующимся α -зерном размером 6—8 мкм и текстурой с преимущественным расположением плоскости базиса под углом 60—70° к радиальному направлению. Повышение прочности и сопротивления ползучести таких оболочек достигается увеличением содержания кислорода в сплаве до 0,12—0,16% по массе (рис. 3.11).

Эти факторы использованы при разработке технологии производства трубок из сплава Zr — 1% (по массе) Nb и методов их контроля.

Повышение требований по глубине выгорания топлива и увеличение длительности кампании, наконец, повышение требований по безопасности АЭС привели к необходимости значительного ужесточения технических условий на трубки для твэлов и как следствие к необходимости дальнейшего усовершенствования технологического процесса. Это позволило обеспечить выпуск трубок, удовлетворяющих требованиям технических условий.

Циркониевые сплавы для канальных труб

Для изготовления труб технологических каналов кипящих реакторов РБМК в Советском Союзе используется бинарный

сплав циркония с 2,5% по массе ниобия. Длительная (до 30 лет) эксплуатация технологических каналов может быть обеспечена прежде всего высокими сопротивлениями ползучести и растрескиванию, а также высокими коррозионными свойствами циркониевых труб.

Таблица 3.6. Скорость вне реакторной ползучести канальных труб из циркониевых сплавов (вдоль оси)

Режим термообработки	Скорость ползучести (температура 350 °С, $\sigma = 120$ МПа), 10^{-5} %/ч
Zr + 2,5% по массе Nb	
α -Отжиг, 0,05% по массе O ₂	22–34
α -Отжиг, 0,12% по массе O ₂	16–25
($\alpha + \beta$)-Закалка	5,0–6,7
($\alpha + \beta$)-Закалка, старение	5,0–8,2
Zr + 1% по массе Nb +	
+ 1% по массе Sn +	
+ 0,4% по массе Fe	
α -Отжиг	5–7

Сплав Zr + 2,5% по массе Nb в холоднодеформированном и отожженном при температуре существования α -фазы состоянии является высококоррозионно-стойким и пластичным материалом. Основными критериями надежности канальных труб из сплава Zr + 2,5% по массе Nb аналогично оболочечным являются равномерность химического состава, однородность и дисперсность структуры и текстура с преимущественным расположением полюсов базисных плоскостей в радиальном направлении.

Применяемые режимы выплавки сплава и производства труб с наружным диаметром 88 и толщиной стенки 4 мм путем многократной холодной прокатки и отжига при температуре 540–560 °С позволяют изготавливать их с высокими пластичностью и сопротивлением растрескиванию.

Повышение прочности канальных труб из сплава Zr + 2,5% по массе Nb и особенно их сопротивления ползучести достигается путем термообработки в ($\alpha + \beta$)- или β -фазовых областях (табл. 3.6).

Исследования структуры и свойств сплава Zr + 2,5% по массе Nb, термообработанного при температуре, близкой к темпера-

туре $\alpha + \beta \rightleftharpoons \beta$ -превращения, и их взаимосвязи с условиями нагрева и охлаждения при термообработке и параметрами последующих деформации в холодном состоянии и старения позволили оптимизировать режим термомеханической обработки и получить материал с высоким сопро-

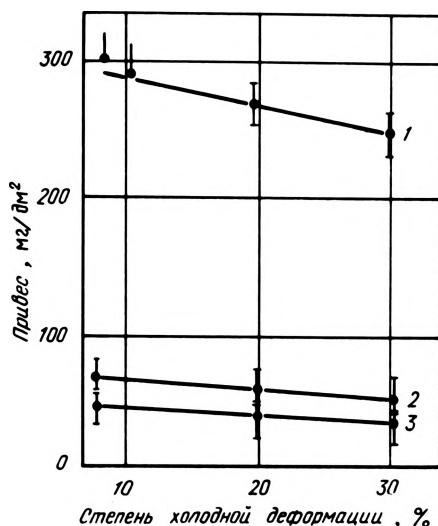


Рис. 3.12. Зависимость коррозии сплава Zr + 2,5% по массе Nb, закаленного от температуры существования ($\alpha + \beta$)-фаз, от режима старения и холодной деформации: 1 — закалка; 2 — закалка, старение 500 °С, 24 ч; 3 — закалка, старение 550 °С, 10 ч

тивлением ползучести и коррозии (рис. 3.12).

Высокое сопротивление ползучести имеют канальные трубы, изготовленные из многокомпонентного сплава Zr + 1% по массе Nb + 1% по массе Sn + 0,4% по массе Fe (см. табл. 3.6). Технологические каналы с трубами из этого сплава проходят испытания.

Одновременно с разработкой циркониевых сплавов для реакторов типа ВВЭР и РБМК разработана группа сплавов, коррозионно-стойких в углекислом газе при температуре до 500 °С, в частности сплав Zr + 0,65% по массе Cu + 0,85% по массе Mo.

Этот сплав после термической обработки высокопрочен (при температуре 450 °С $\sigma_b = 1000 \div 1300$ МПа). Он использован для разработки пружинного фиксатора топливного столба в твэлах реакторов РБМК.

Удачное сочетание конструкции твэла и свойств сплава позволили впервые в мировой практике создать надежные фиксаторы пружинного типа из проволоки на циркониевой основе. Такие фиксаторы обладают рядом преимуществ по сравнению с фиксаторами из сплавов на никелевой основе, применяемыми за рубежом. В частности, упругое линейное перемещение компенсирующей части фиксатора из циркониевого сплава в 1,5–1,7 раза выше, чем из сплава "инконель".

Одной из основных характеристик циркониевых изделий, используемых в атомных реакторах, является коррозионная стойкость, а все более ужесточающиеся условия их эксплуатации вызывают необходимость дальнейшего изучения механизмов коррозии циркониевых изделий.

Во взаимосвязи с особенностями кинетики коррозии изучены процессы диффузии кислорода, перераспределения и фазового состояния легирующих элементов в оксидных пленках, а также роль термообработки, остаточного фтор-иона и других факторов в механизме коррозии.

Полученный массив данных позволил создать систематику влияния легирования на коррозию циркония в различных средах, модель влияния примесей и легирования на его коррозию и предложить концепцию механизма коррозии.

Особое внимание при разработке технологии производства циркониевых изделий уделено изучению их структуры на разных этапах изготовления. Использование различных методов исследования структуры изделий, в том числе с введением нуклида ^{14}C и других элементов в слитки массой до 1,0 т, а также метода активационной автордиографии позволило обосновать химический состав и режимы обработки изделий и обеспечить массовое высококачественное их производство.

Конструкционные материалы для активной зоны реакторов на быстрых нейтронах

Для оценки критериев, определяющих выбор конструкционных материалов для ТВС быстрых реакторов, целесообразно напомнить, что в таких реакторах в ка-

честве теплоносителя используется жидкий натрий. Поэтому материал оболочки твэлов не должен с ним взаимодействовать, а натрий в свою очередь должен быть достаточно хорошо очищен от ряда примесей, чтобы не охрупчивать оболочку. Температура топливного сердечника даже при наличии в таблетках центрального отверстия достигает 2200–2300 °С. Это приводит к тому, что большая часть газообразных продуктов деления не удерживается в топливе и, выделяясь, взаимодействует с оболочкой, резко ухудшая ее механические свойства, а также к весьма существенному повышению давления в твэле к концу кампании. При этом следует учесть, что температура оболочки твэлов может достигать 700 °С. Такие высокие температуры топлива и оболочки возникают вследствие того, что активные зоны реакторов с натриевым теплоносителем рассчитаны на очень большие линейные и объемные тепловые нагрузки. Активная зона реактора БН-600 тепловой мощностью около 1,5 млн. кВт имеет высоту всего лишь 0,1 м, а диаметр около 1,5 м. Весьма отрицательное воздействие на работоспособность твэлов оказывают нагрузки на оболочку вследствие изменения по тем или иным причинам мощности реактора, особенно если они происходят с большой скоростью.

Сильное воздействие на оболочки твэлов и чехловую трубу ТВС оказывает нейтронное облучение, воздействие которого характеризуется повреждающей дозой и определяется числом смещений на атом (с.н.а.). Под воздействием нейтронов происходят глубокие структурные изменения в металлах, приводящие не только к резкому изменению всех основных механических свойств, но и к появлению нового — вакуансионного распухания и радиационной ползучести. В этом отношении весьма неадекватно ведут себя не только стали разного класса, но и даже одного, отличающиеся легирующими или стабилизирующими элементами.

Сталь оболочки твэлов должна быть достаточно коррозионно-стойкой при длительном хранении отработавших ТВС в бассейнах с водой, чтобы не произошло ее разрушения.

Таким образом, перед технологами и конструкторами твэлов была поставлена

достаточно трудная задача по разработке и выбору конструкционных материалов, которые должны удовлетворять столь сложным и порой противоречивым требованиям.

По комплексу физико-механических, коррозионных и технологических свойств с учетом уровня знаний того времени в области реакторного материаловедения, а также по освоенности в промышленности наиболее приемлемыми конструкционными материалами для чехлов ТВС и оболочек твэлов первого поколения быстрых реакторов оказались аустенитные нержавеющие стали: для чехлов ТВС – сталь 08X16H11M3 в механико-термическом обработанном (МТО) состоянии, а для оболочек твэлов – 0X16H15M3Б. Последняя сталь отличается от некоторых зарубежных аналогов, в частности от AISI 316, наличием сильного карбидообразующего элемента – ниобия и более благоприятным соотношением хрома и никеля (16 : 15 вместо 17 : 13). Благодаря этому сталь 0X16H15M3Б обладает более стабильной аустенитной структурой и проявляет меньшую склонность к выделению σ -фазы и др.

В период создания первых быстрых реакторов было обнаружено помимо вакансионного распухания и радиационной ползучести новое явление – высоко- и низкотемпературное радиационное охрупчивание (ВТРО и НТРО). Эти явления крайне отрицательно сказываются на работоспособности чехлов ТВС и оболочек из аустенитных сталей и ограничивают выгорание топлива, а также затрудняют обращение с отработавшими ТВС.

Исследование и разработка сталей для чехлов ТВС. Анализ эксплуатации ТВС в реакторе БН-350 с чехлом из стали 08X16H11M3 в МТО-состоянии и последующие первичные исследования облученных ТВС показали, что уже при умеренных дозах (до 50 с.н.а.) происходит увеличение размера шестигранника "под ключ", превышающее зазоры между сборками, что ограничивает выгорание топлива в пределах 5–7%. Для достижения более высоких выгораний необходимо было развернуть широкие исследования по поиску и разработке новых сталей, особенно учитывая перспективу использования уран-плутониевого топлива.

В результате предварительных исследований намечались два основных направления: 1) разработка и исследование аустенитных сталей с рациональным легированием их элементами Cr, Ni, Ti, Si, Mo, N, P, B в сочетании с холоднодеформационной обработкой изделий со степенью деформации

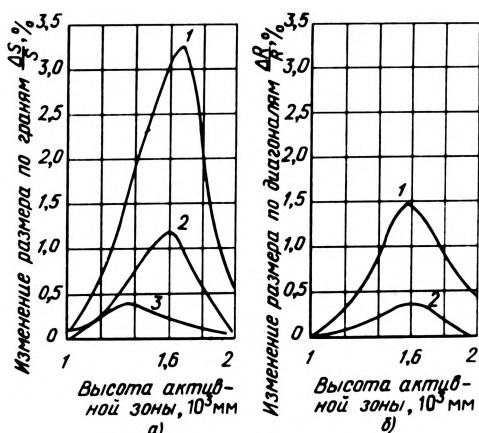


Рис. 3.13. Изменение формы чехлов ТВС при облучении в реакторах БН-600 и БН-350:

а – изменение размера "под ключ" $\Delta S/S$; б – изменение размера "по диагонали" $\Delta R/R$; 1 – сталь 08X16H11M3 в МТО-состоянии – 35 с.н.а.; 2 – сталь 08X16H11M3Т в х.д.-состоянии – 50 с.н.а.; 3 – сталь X13M2БФР – 50 с.н.а

~20%; 2) использование высокопрочных хромистых сталей (9–13% хрома), имеющих высокое сопротивление распуханию и радиационной ползучести.

Введение в сталь 08X16H11M3 0,2–0,4% по массе Ti с применением деформации в холодном состоянии $\epsilon = 20\%$ как заключительной операции изготовления чехловых труб позволило значительно уменьшить формоизменение чехлов ТВС и повысить выгорание топлива на 2–3%. На рис. 3.13 показаны изменения размера "под ключ" S и размера "по диагонали" R по высоте чехлов ТВС из стали 08X16H11M3 в МТО-состоянии и из стали 08X16H11M3Т с 0,25% по массе Ti в состоянии наклепа 18%. При этом величина ΔS определяется радиационной ползучестью и распуханием, а величина ΔR – только распуханием.

Распухание материала чехла из стали 08X16H11M3Т в холоднодеформированном состоянии значительно ниже, чем распухание материала чехла из стали 08X16H11M3 в МТО-состоянии.

Установлено, что рациональное легирование аустенитной основы и холоднореформированная обработка ($\epsilon = 20\%$) в основном влияют на длительность инкубационного периода и соответствующее ему значение повреждающей дозы (3.14, а), а при более высоких повреждающих дозах, когда

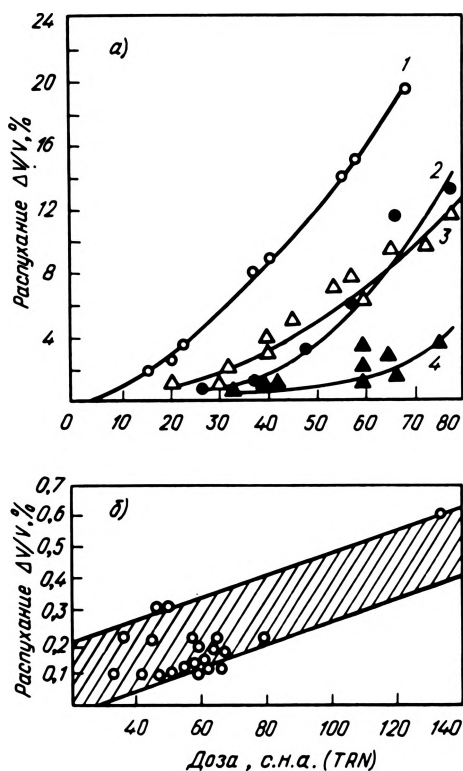


Рис. 3.14. Зависимость распухания сталей ОХ16Н15МЗБ, ОХ16Н15МЗБР при $T = 450 \div 550^\circ\text{C}$ (а) и Х13М2БФР при $T = 380 \div 420^\circ\text{C}$ (б) от дозы облучения:

1 — сталь ОХ16Н15МЗБ в аустенизированном состоянии; 2 — сталь ОХ16Н15МЗБ холоднореформированная ($\xi = 20\%$); 3 — сталь ОХ16Н15МЗБР в аустенизированном состоянии; 4 — сталь ОХ16Н15МЗБР холоднореформированная ($\xi = 20\%$)

превышается соответствующий инкубационный период распухания, скорость распухания резко возрастает и мало зависит как от легирования, так и от температуры облучения. Это направление позволяет повысить выгорание топлива только до 10%

Более кардинальным решением проблемы представляется переход к материалам нового класса — высокопрочным хромистым сталям (9–13% хрома) мартенсит-

ного или феррито-мартенситного класса. На рис. 3.14, б приведены максимальные значения распухания для мартенситно-ферритной стали Х13М2БФР, которое не превышает 0,6% при 132 с.н.а. Эта сталь была разработана применительно к условиям работы чехлов ТВС и оболочек твэлов. В экспериментальных ТВС с использованием указанной стали в реакторе БОР-60 было достигнуто выгорание 19,7%.

Облученные чехлы и оболочки твэлов были подвергнуты комплексному исследованию в "горячих" лабораториях. Основные результаты исследований следующие: 1) ТВС с чехлами и оболочками твэлов из стали Х13М2БФР показали высокую работоспособность в условиях облучения в реакторе на быстрых нейтронах БОР-60; 2) все оболочки твэлов оказались герметичными на конец кампании; 3) распухание оболочек твэлов и чехлов ТВС не превысило 0,3% при повреждающих дозах до 78 с.н.а; 4) обезуглероживание материала оболочек в верхней высокотемпературной части твэлов (650°C) не превысило 0,02% по массе; 5) предел прочности и предел текучести облученных оболочек и чехлов сохранился на высоком уровне; 6) относительное удлинение образцов оболочек твэлов и чехлов, облученных при $T > 400^\circ\text{C}$, было не ниже 1%; с повышением температуры облучения и испытания пластичность образцов возрастает.

Проведенные исследования стали Х13М2БФР послужили основанием для рекомендации ее в качестве материала чехлов экспериментальных ТВС реакторов БН-350 и БН-600. Были испытаны ТВС с чехлами размером "под ключ" 96×2 мм. Сборки были облучены в реакторах БН-350 и БН-600 до 50–55 с.н.а. Максимальное увеличение размера "под ключ" составило 0,4–0,5 мм и целиком обусловлено радиационной ползучестью. Максимальное формоизменение наблюдалось при $410\text{--}420^\circ\text{C}$. Модуль радиационной ползучести при этих температурах составил $0,4 \cdot 10^{-6}$ МПа.с.н.а. $^{-1}$, что примерно в 5–6 раз ниже значения модуля для аустенитной нержавеющей стали 08Х16Н1МЗ. Следовательно, эта сталь позволяет достичь повреждающих доз 100 с.н.а. без превышения зазоров между ТВС.

На образцах, вырезанных из чехла ТВС, облученной в реакторе БН-350 максималь-

ной повреждающей дозой 50 с.н.а., были определены механические свойства при испытаниях на разрыв и изгиб и температура хрупковязкого перехода.

Максимальный прирост прочностных характеристик наблюдался в области температуры облучения 275 °С при флюенсе

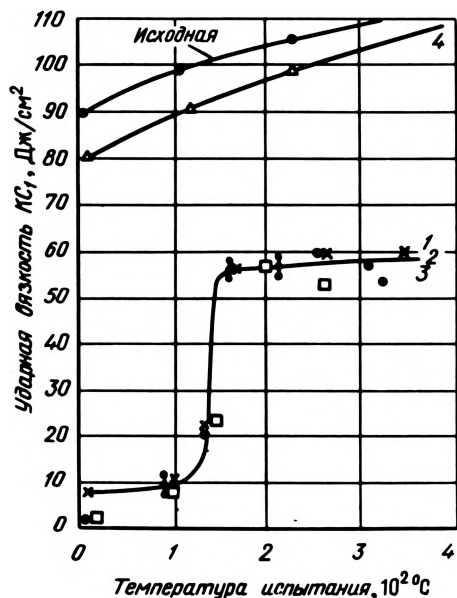
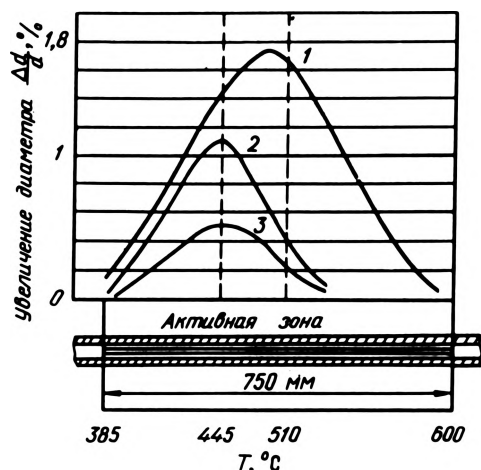


Рис. 3.15. Ударная вязкость материала чехла ТВС из стали X13M2БФР, облученного максимальной дозой 50 с.н.а., в зависимости от температуры:

1 - сечение 1: $T_{обл} = 275$ °С; $\phi_w = 4 \cdot 10^{26}$ нейтр/м²; $E > 0,1$ МэВ; 2 - сечение 2: $T_{обл} = 305$ °С, $\phi_w = 7 \cdot 10^{26}$ нейтр/м², $E > 0,1$ МэВ; 3 - сечение 3: $T_{обл} = 415$ °С, $\phi_w = 10,5 \cdot 10^{26}$ нейтр/м², $E > 0,1$ МэВ; 4 - сечение 4: $T_{обл} = 520$ °С, $\phi_w = 4 \cdot 10^{26}$ нейтр/м², $E > 0,1$ МэВ

Рис. 3.16. Изменение диаметра оболочек твэлов при облучении в активной зоне реактора БН-600: 1 - сталь 0Х16Н15МЗБ в аустенизированном состоянии, 35 с.н.а.; 2 - сталь 0Х16Н15МЗБ в холоднодеформированном состоянии, 57 с.н.а.; 3 - сталь 0Х16Н15МЗБР в холоднодеформированном состоянии, 50 с.н.а.

тора БН-350 показали, что материал чехла способен упруго и пластически деформироваться при температурах 20–550 °С, а температура хрупковязкого перехода не превышает для наиболее опасного сечения 130 °С, что значительно ниже температуры натрия при перегрузке ТВС (~250 °С). Проведенные расчеты увеличения размера "под ключ" для чехлов из стали X13M2БФР при 100 с.н.а. показали, что ΔS составит 0,9–1 мм, что значительно ниже исходных зазоров между ТВС.



$4 \cdot 10^{26}$ нейтр/м² ($E > 0,1$ МэВ). Остаточная пластичность облученной стали при рабочей температуре оказалась не ниже 3%, а при комнатной – не ниже 1%. Механические свойства верхней части чехла, находившейся в области 520 °С при флюенсе $4 \cdot 10^{26}$ нейтр/м² ($E > 0,1$ МэВ), практически не отличаются от свойств материала в исходном состоянии. На рис. 3.15 представлены результаты испытаний на ударную вязкость материала чехла различных сечений его в диапазоне температур 20–400 °С.

Испытания на растяжение, изгиб и ударную вязкость образцов из чехла ТВС реак-

Следовательно, хромистые стали открывают возможность для достижения высоких значений выгораний топлива без ухудшения ядерно-физических характеристик реакторов типа БН. На экспериментальных сборках с чехлом из стали X13M2БФР в реакторе БН-350 достигнуто выгорание 11,8%.

Исследование и разработка сталей для оболочек твэлов. Условия эксплуатации твэлов реакторов на быстрых нейтронах и требования к материалу оболочек изложены выше. Распухание стали осложняется еще химическим и механическим взаимодействием топлива с оболочкой.

Длительная прочность стали 0X16H15M3Б при 650–700 °С достаточно высокая. Введение же в сталь микродобавок бора (0,003–0,008% по массе) приводит к повышению прочности границ зерен и стабилизации твердого раствора. В первых нагрузках активных зон реакторов

Т а б л и ц а 3. 7. Распухание оболочечных сталей, облученных в реакторе БН-350 при 480–500 °С

Сталь 20% холодной деформации	Повреждающая доза, с.н.а.	Распухание, %
0X16H15M3Б	57,0	6,0
0X16H15M3БР	59,0	3,8
0X16H15M2Г2ТР	59,0	0,3

БН-350 и БН-600 использовались оболочки в аустенизированном состоянии из этой стали. В связи с обнаружением существенного положительного влияния деформации в холодном состоянии на уменьшение радиационного распухания перед трубной промышленностью была поставлена задача освоения производства твэльных труб в холоднодеформированном состоянии, по качеству не уступающих изделиям в аустенизированном состоянии. Эта задача была успешно решена.

Типичное изменение диаметра оболочек твэлов из стали 0X16H15M3Б в холоднодеформированном состоянии, облученных в реакторе БН-600 до повреждающей дозы 57 с.н.а., приведено на рис. 3.16. Положение максимума изменения формы оболочек твэлов находится на 145 мм ниже центра активной зоны. Диаметр твэлов увеличился от 0,05 до 0,123 мм при среднем значении для всех твэлов 0,105 мм, или на 1,52% $(\Delta d/d_0)_{\text{макс}}$.

Сравнение данных по изменению диаметра оболочек твэлов в холоднодеформированном и аустенизированном состояниях для двух сборок, облученных в реакторе БН-600, показывает меньшее приращение диаметра оболочек в этом случае несмотря на то, что повреждающая доза при этом была на 20 с.н.а. выше.

Проведенные в Советском Союзе исследования показали также сильное влияние малых добавок титана на сопротивление

распуханию и ВТРО. Такое различие в поведении этой стали объясняется большой дисперсностью выделяющихся частиц TiC, которые слабо коагулируют с увеличением повреждающей дозы, в результате чего значительно повышается сопротивление распуханию, радиационной ползучести и ВТРО. Оболочки из стали 0X16H15M2Г2ТР, стабилизированной 0,2–0,5% по массе Ti, прошли массовые испытания в реакторе БН-600 и показали более высокую работоспособность, чем из сталей 0X16H15M3Б и 0X16H15M3БР.

Аналогичные результаты получены для этой стали при облучении образцов в материаловедческой сборке БН-350 при температуре 480–500 °С с флюенсом нейтронов $1,3 \cdot 10^{27}$ нейтр/м² и $E > 0,1$ МэВ (табл. 3.7).

В результате проведенных исследований новые стали нашли широкое применение в производстве чехлов и трубок твэлов для реакторов на быстрых нейтронах.

3.4. Реакторы для испытаний ядерного топлива и конструкционных материалов. Защитные камеры для послереакторных исследований

Развитие ядерной энергетики невозможно без исследований влияния облучения на реакторные материалы. Воздействие реакторного излучения высокой интенсивности на свойства материалов стало важным самостоятельным направлением исследований в реакторной науке и технике, получившим название "радиационное материаловедение".

Для решения задач радиационного материаловедения в СССР был создан ряд исследовательских комплексов, включающих материаловедческие реакторы и горячие лаборатории. Такие исследовательские комплексы были созданы в Институте атомной энергии им. И.В. Курчатова (ИАЭ) на базе реакторов РФТ, МР, ВВР-2, ВВР-С и горячей лаборатории, в Физико-энергетическом институте (ФЭИ) на базе реакторов БР-10 и Первой АЭС и горячей лаборатории, в Научно-исследовательском институте атомных реакторов им. В.И. Ленина (НИИАР) на базе реакторов СМ-2, МИР, РБТ-6, РБТ-10, БОР-60 и АСТ-1 и горячей лаборатории, в Научно-исследовательском и

конструкторском институте энерготехники (НИКИЭТ) в составе исследовательского реактора ИВВ-2 и горячей лаборатории, находящихся на Белоярской атомной электростанции.

Кроме этих комплексов созданы защитные камеры на исследовательских реакторах СМ-2, МИР и на реакторах АЭС, в частности на реакторах БН-350, БН-600 Ленинградской, Нововоронежской и Белоярской АЭС.

Первый советский исследовательский реактор с петлевыми испытательными установками (РФТ) был введен в эксплуатацию в ИАЭ в апреле 1952 г. и проработал до 1962 г. Вместо РФТ был разработан и сооружен в 1963–1964 гг. многопетлевой специализированный реактор МР. В 1952 г. была введена в эксплуатацию в ИАЭ первая в СССР горячая материаловедческая лаборатория.

В конце июня 1954 г. в Обнинске осуществлен пуск в СССР Первой в мире атомной электростанции (в МИФИ). В 1958 г. в ФЭИ был пущен в эксплуатацию реактор на быстрых нейтронах БР-5 взамен реактора БР-2, эксплуатировавшегося с 1956 г. В 70-х годах реактор БР-5 был реконструирован, в результате чего мощность реактора увеличилась до 10 МВт (реактор БР-10). Для радиационных исследований в ФЭИ в 1956 г. был создан горячий материаловедческий комплекс.

В 1966 г. был пущен высокопоточный исследовательский реактор ИВВ-2, а в 1974 г. начата эксплуатация цепочки защитных камер этого реактора. Крупнейший в СССР и один из самых больших в мире комплекс создан в НИИАР. Он включает высокопоточные исследовательские реакторы СМ-2 (пуск состоялся в 1961 г.), МИР (1966 г.), РБТ-6 (1975 г.), РБТ-10 (1984 г.) и опытные энергетические реакторы БОР-60 (1969 г.), ВК-50 (1965 г.) и реактор АСТ-1 (1979 г.), который был модифицирован на базе реактора АРБУС, эксплуатирующегося в НИИАР с 1963 г. В 1964 г. в НИИАР введена в строй крупнейшая в СССР и одна из самых больших в мире горячая материаловедческая лаборатория.

Работа материаловедческих лабораторий особенно эффективна в комплексе с материаловедческими ядерными реакторами.

Материаловедческие реакторы

По назначению исследовательские реакторы можно подразделить на три группы: 1) для вывода нейтронных пучков; 2) для получения радионуклидов и облучения материалов в высоких нейтронных потоках; 3) для испытания твэлов и топливных сборок.

Основные физические принципы, реализованные в каждом из этих реакторов, а также требования к ним различны. Например, размеры и мощность реакторов для испытания твэлов и ТВС определяются числом одновременно работающих каналов и размерами твэлов, загруженных в эти каналы. В реакторах для облучения материалов и петлевых реакторах для испытания твэлов могут проводиться работы обоих видов. Нередко кроме основного назначения реактора, под которое приспособливается вся его конструкция и выбираются характеристики, предусматривается возможность использования его и для других целей.

Конструкция исследовательского реактора должна удовлетворять ряду требований.

1. Она должна предусматривать возможность размещения такого количества облучательных устройств, какое допускают физические характеристики, и позволять устанавливать эти устройства в любое отведенное для них место в активной зоне или в отражателе.

2. Принятые в реакторе конструктивные решения не должны усложнять экспериментальных устройств и позволять устанавливать в последние необходимые датчики или приборы.

3. Механизмы и инструменты для проведения транспортно-технологических операций должны обеспечивать сохранность облучательных устройств во время этих операций и высокий коэффициент использования реактора.

Поскольку одновременное соблюдение этих требований практически невозможно, конструктивное исполнение исследовательских реакторов имеет несколько типов. Например, в реакторах бассейнового типа обеспечивается наилучший доступ для размещения экспериментальных устройств в активную зону или в боковой отрагатель.

В реакторах корпусного типа достигаются высокие тепловые нагрузки, поскольку активная зона находится под давлением в корпусе, а экспериментальные устройства устанавливаются в постоянные ячейки активной зоны или отражателя через отверстия в крышке корпуса. В реакторах ка-

свойств в процессе облучения и для получения трансурановых элементов. Проектная мощность реактора СМ-2 50 МВт; максимальная плотность потока тепловых нейтронов $2,2 \cdot 10^{15}$ нейтр/(см² · с). В 1965 г. после реконструкции мощность реактора СМ-2 была доведена до 75 МВт, а после по-



Рис. 3.17. Здание реактора СМ-2 и РБТ-6

нального типа топливная сборка загружается в отдельный канал, в котором циркулирует вода под давлением. Если каналный реактор имеет водяной или твердый замедлитель и охлаждается циркулирующей водой бассейна, то такой реактор называется канално-бассейновым. В таких реакторах сочетаются достоинства реакторов корпусного и бассейнового типов.

В табл. 3.8 приведены основные характеристики крупнейших советских материаловедческих реакторов.

Реактор СМ-2 — первый советский высокопоточный исследовательский реактор, имеет многоцелевое назначение (рис. 3.17, 3.18). В конструкции этого реактора впервые была осуществлена идея получения в нейтронных ловушках высоких потоков тепловых нейтронов. Реактор предназначен для облучения макетов твзлов и образцов реакторных материалов, исследования их

следней реконструкции в 1978 г., приуроченной к замене выработавшего ресурс бериллиевого отражателя, мощность СМ-2 достигла 100 МВт, а плотность потока тепловых нейтронов в центральной ловушке составила $5 \cdot 10^{15}$ нейтр/(см² · с).

Реактор СМ-2 имеет: низкотемпературную ($T = 100$ °С, $p = 5,0$ МПа) водяную петлю с шестью каналами для накопления трансурановых элементов и нуклидов и для изучения работоспособности твзлов; две высокотемпературные водяные петли ($T = 300$ °С, $p = 20,0$ МПа) с четырьмя каналами для испытаний конструкционных материалов и топливных композиций на коррозионную стойкость при высокой температуре; пять горизонтальных каналов с пучками нейтронов для исследований по физике ядра и нейтронной спектromетрии, 16 ампульных каналов для высокотемпературных испытаний конструкцион-

ных материалов и топливных композиций.

Таким образом, имеется 26 экспериментальных каналов. Они все, кроме одного, установленные в центральной водяной полости, расположены в бериллиевом отражателе на различном расстоянии от активной зоны.

Реактор МР — первый советский специализированный многопетлевой реактор. В 1967 г. он модернизирован, в результате чего значительно расширены экспериментальные возможности и повышена суммарная мощность реактора и петлевых установок до 50 МВт.

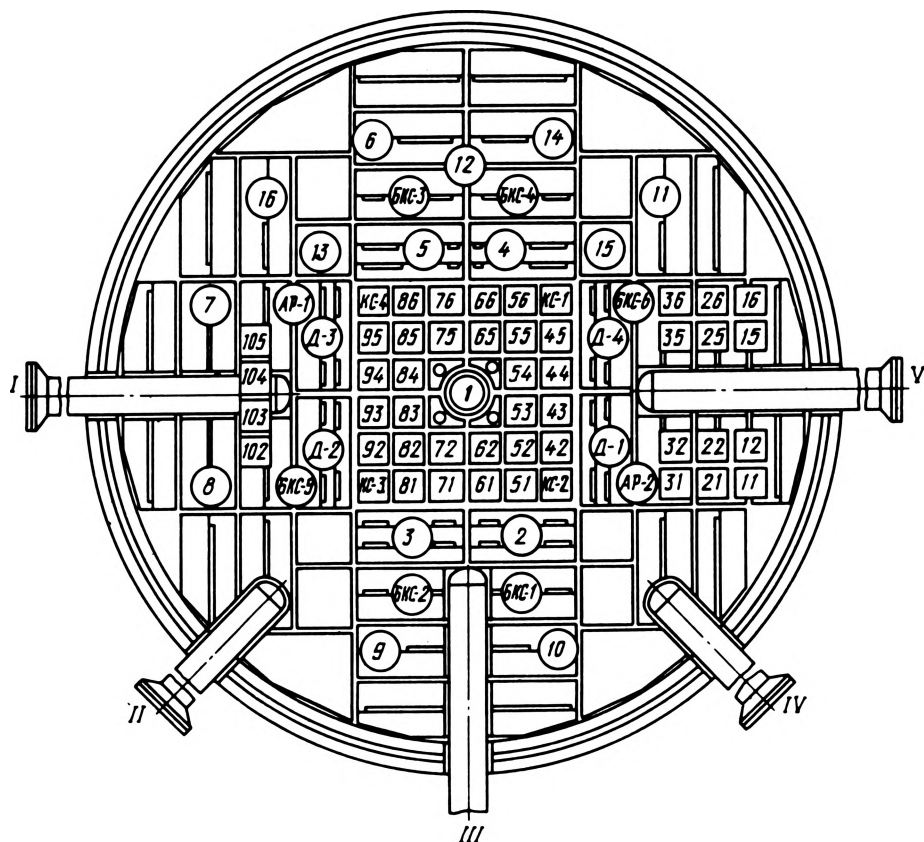


Рис. 3.18. Горизонтальный разрез реактора СМ-2:

1 — 16 — вертикальные каналы; I—V — горизонтальные каналы; Д-1 — Д-4 — дополнительные экспериментальные каналы; КС-1 — КС-4 — компенсирующие стержни; АР-1 — АР-2 — стержни автоматического регулирования; 42—95 — ячейки активной зоны; 11—36 и 102—105 — ячейки разгрузочных площадок

Активная зона реактора СМ-2, имеющая сечение 420 × 420 мм и высоту 350 мм, размещена в стальном корпусе диаметром 1500 мм, высотой 8000 мм с толщиной стенки 36 мм. Зона набрана из 28 ТВС сечением 70 × 70 мм, содержащих 900 г ^{235}U каждая. Отражатель — блоки из металлического бериллия высотой 500 мм. Регулирование — два стержня автоматического регулирования, пять компенсирующих стержней и четыре стержня аварийной защиты. При реакторе имеется его физическая модель.

Реактор МР имеет 10 петлевых установок с различными теплоносителями (пароводяная эмульсия, вода под давлением, гелий, органические жидкости и др.). Четыре водяные петли рассчитаны на работу при давлении до 20,0 МПа, три другие могут работать в режиме объемного кипения. Тепловая мощность некоторых петель 3000 кВт. К отдельным петлям подсоединяются до шести экспериментальных каналов. При модернизации реактора МР введены в эксплуатацию петлевые каналы с двумя последовательно соединенными

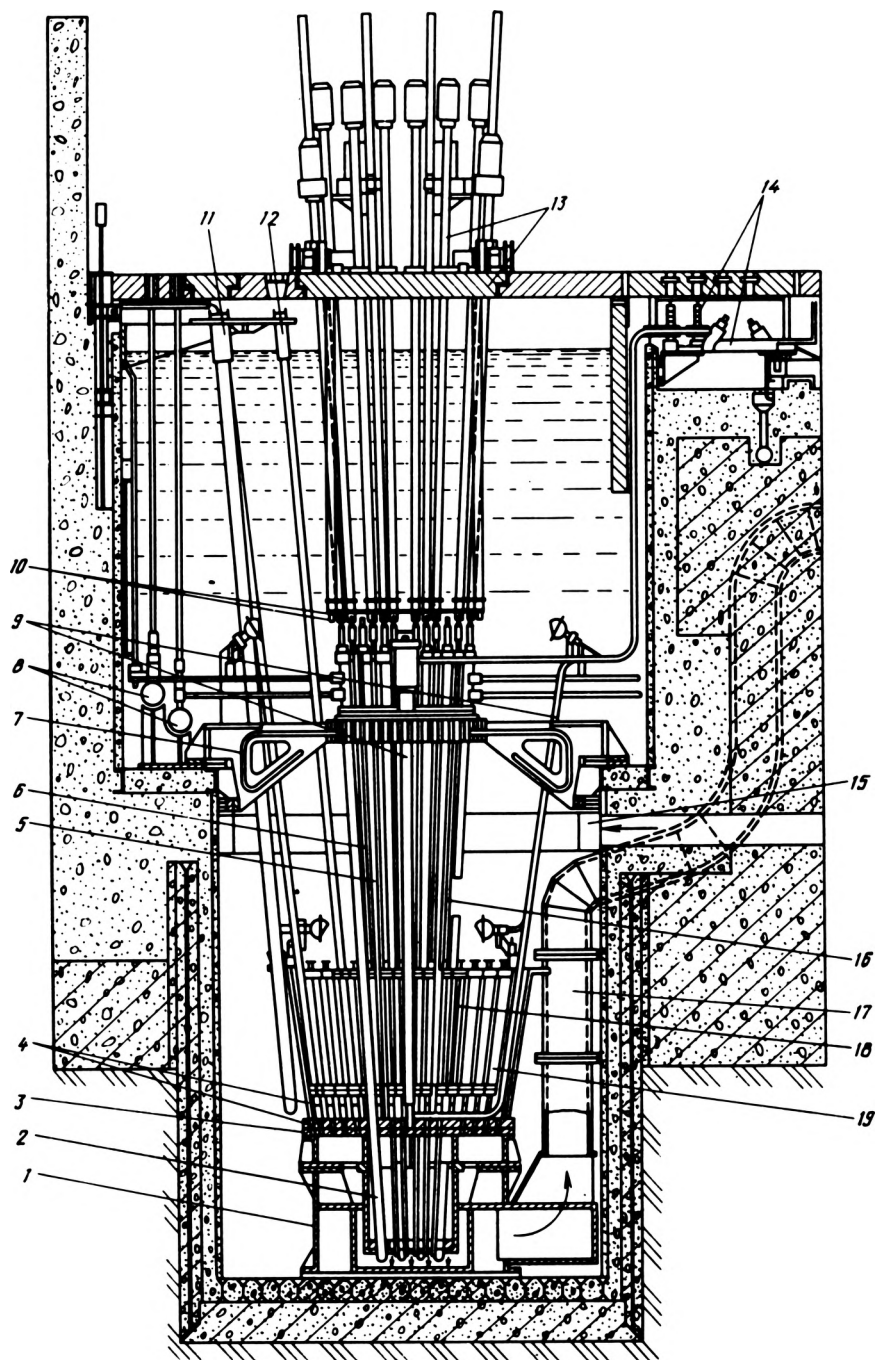


Рис. 3.19. Продольный разрез реактора РР:

1 – опорная конструкция; 2 – кадмиевый экран; 3 – плита; 4 – корпус кладки активной зоны; 5 – рабочий канал с неподвижной сборкой; 6 – опорная плита для петлевых и рабочих каналов; 7 – коллекторы первого контура; 8 – прямоточный петлевой канал; 9 – соединение приводов со стержнями СУЗ; 10 – каналы ионизационных камер; 11 – канал для облучения материалов; 12 – тележка приводов; 13 – соединение петлевого канала с контуром; 14 – коллектор контура бассейна; 15 – канал со стержнем СУЗ; 16 – трубопровод контура бассейна; 17 – бериллиевые блоки; 18 – графитовые блоки

ветвями (тандем-канал), а также созданы тройные каналы. На рис. 3.19 представлен продольный разрез реактора, на рис. 3.20 — поперечный разрез после модернизации, а на рис. 3.21 — вид сверху.

Активная зона реактора высотой 1000 мм состоит из 32–36 рабочих каналов (в за-

для испытаний ТВС энергетических реакторов; две водяные кипящие петли с четырьмя каналами для испытаний ТВС, охлаждаемых кипящей водой; петля с органическим теплоносителем для испытаний твэлов атомных станций теплоснабжения.

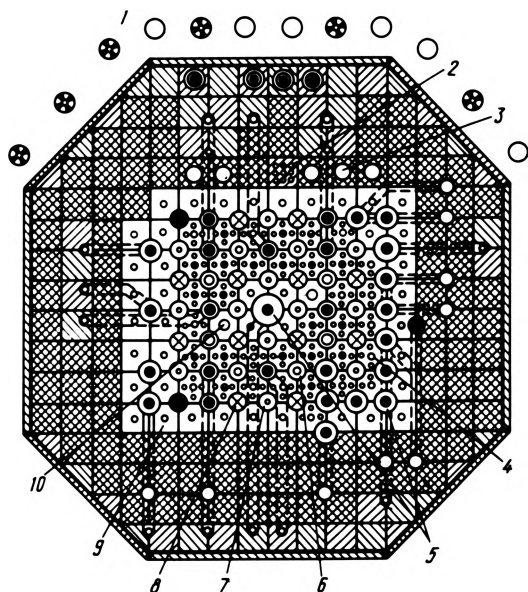


Рис. 3.20. Поперечный разрез активной зоны реактора МР с 30 ячейками для петлевых каналов после модернизации

1 — каналы для ионизационных камер; 2, 3, 10 — материаловедческие каналы; 4 — каналы в бериллиевых блоках; 5, 9 — петлевые каналы; 6 — ампулы в рабочем канале по оси тепловыделяющей сборки; 7, 8 — рабочие каналы

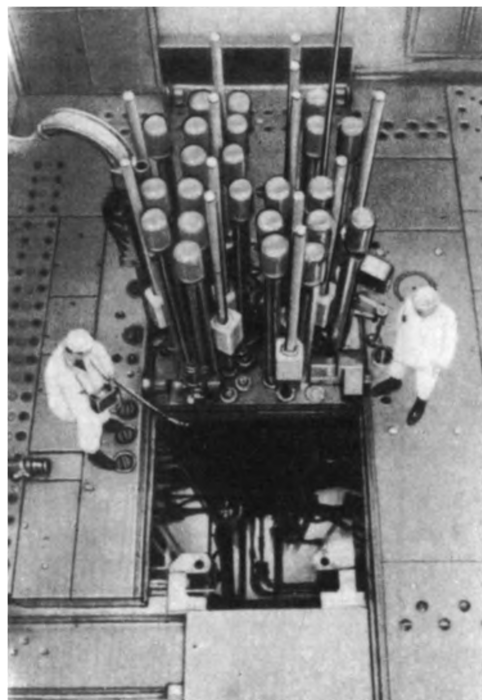


Рис. 3.21. Вид сверху реактора МР

висимости от числа петлевых каналов). Боковой отражатель набран из бериллиевых блоков. Имеется девять компенсирующих стержней (КС) и шесть стержней аварийной защиты (АЗ). Для лучшего обеспечения условий проведения петлевых экспериментов предусмотрена возможность изменения функций любого стержня в любой момент: в качестве стержней АЗ и КС выбираются любые комбинации из 15 стержней.

Реактор МИР. Этот реактор является другим представителем нового типа петлевых реакторов (рис. 3.22). После реконструкции в 1974 г. в нем стало пять петлевых контуров: две высокотемпературные водяные петли с четырьмя каналами

На рис. 3.23 представлена картограмма активной зоны реактора после его реконструкции.

Активная зона диаметром 1222 и высотой 1000 мм погружена в бассейн с водой и состоит из шестигранных бериллиевых блоков с рабочими каналами, расположенными по гексагональной решетке с шагом 150 мм. Каждая из 48 рабочих ТВС содержит от четырех до шести трубчатых твэлов толщиной 2 мм в оболочке из алюминиевого сплава толщиной 0,82 мм. Боковой отражатель — два ряда бериллиевых блоков. Регулирование — два автоматических регулятора, шесть стержней аварийной защиты и 17 компенсирующих стержней.

Реактор ИВВ-2. Это водо-водяной исследовательский реактор бассейнового типа мощностью 6 МВт, он спроектирован и сооружен на базе серийного отечественного реактора ИРТ-2000. Десятилетний опыт эксплуатации реактора ИВВ-2 показал возможность его использования в многоцеле-

увеличена последовательно до 10 МВт, а затем до 15 МВт и расширены экспериментальные возможности путем обеспечения набора активных зон из 36, 52 и 58 ТВС с использованием нейтронных ловушек диаметром до 130 мм. На рис. 3.25 представлена картограмма активной зоны.



Рис. 3.22. Здание реактора МИР

вых инженерных исследованиях для решения задач реакторостроения. В последние годы проведена реконструкция реактора, в результате мощность реактора

С 1977 г. активная зона ИВВ-2 работает на ТВС трубчатого типа.

Экспериментальные устройства реактора обеспечивают: исследования конструкционных материалов в режимах кипения и перегретого пара в диапазоне давлений до 20 МПа и температур до 450 °С; исследования топливных композиций, деталей конструкций ТВС и конструкций твэлов в сборе с возможностью исследования процесса газовыделения применительно к проблемам высокотемпературных реакторов; испытания полномасштабных ТВС транспортабельных энергетических установок типа "Север" в диапазоне давлений до 7,0 МПа; исследование внутриреакторной ползучести в диапазоне температур до 1400 °С при нагрузках до 3,0 МПа и т.д. ИВВ-2 имеет две петли для коррозионных испытаний.

Реактор оснащен восемью горизонтальными (из них два сквозных касательных) и шестью вертикальными каналами

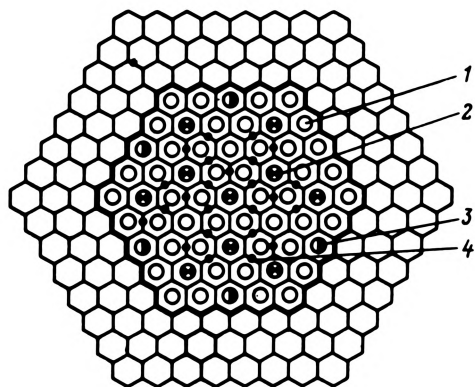


Рис. 3.23. Картограмма активной зоны реактора МИР (после реконструкции):

1 – рабочие каналы; 2 – петлевые каналы; 3 – подвижные ТВС; 4 – стержни СУЗ

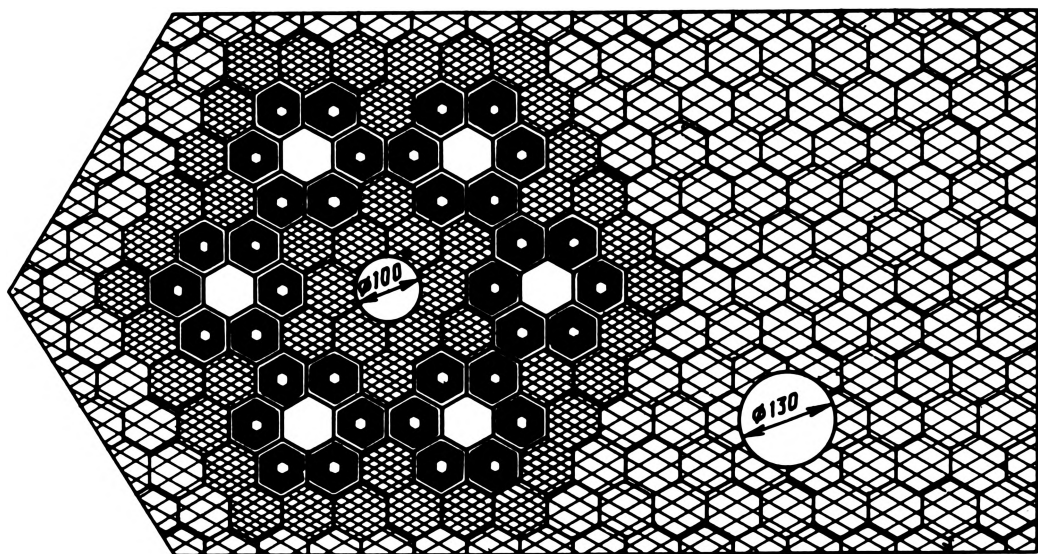


Рис. 3.24. Картограмма активной зоны реактора ИВВ-2

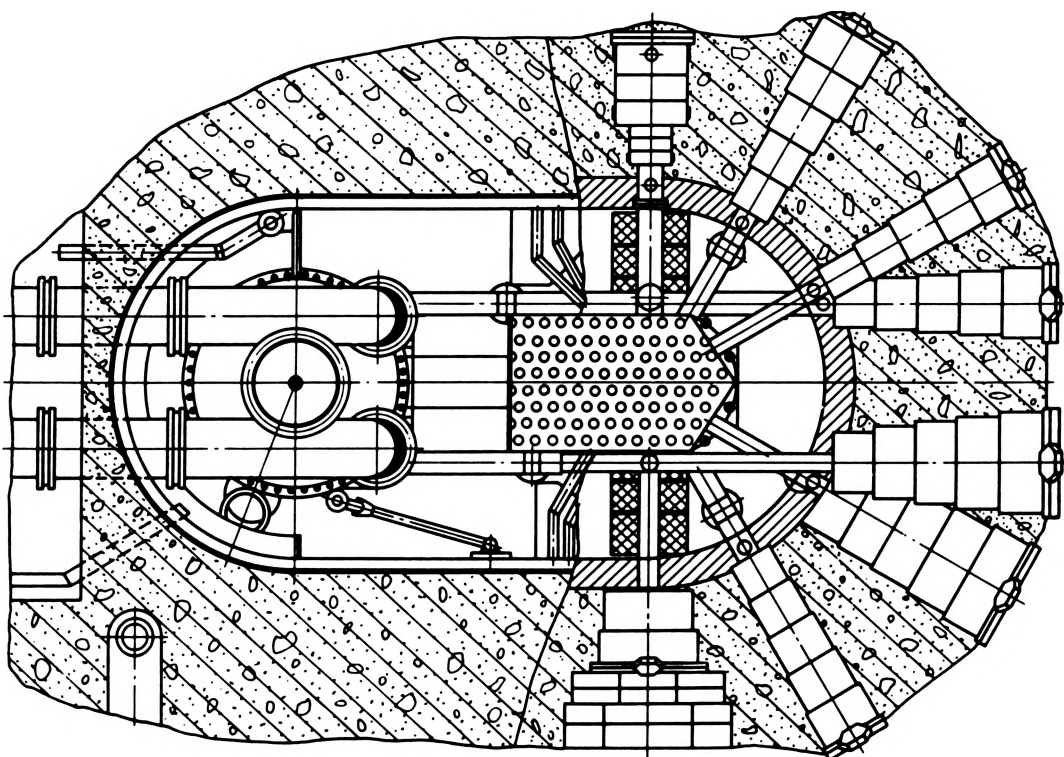


Рис. 3.25. Горизонтальный разрез реактора ИВВ-2

(рис. 3.26), позволяющими вести широкий круг исследований по физике твердого тела.

Реакторы РБТ-6 и РБТ-10. Это реакторы на тепловых нейтронах, бассейнового типа. Они предназначены для проведения экспериментов по изучению свойств материалов

ТВС 9 мм, где размещаются регуляторы. Защита реактора — слой воды 7 м. Регулирование — один стержень автоматического регулирования, 12 поглощающих пластин, выполняющих функции компенсирующих органов и аварийной защиты одновременно.

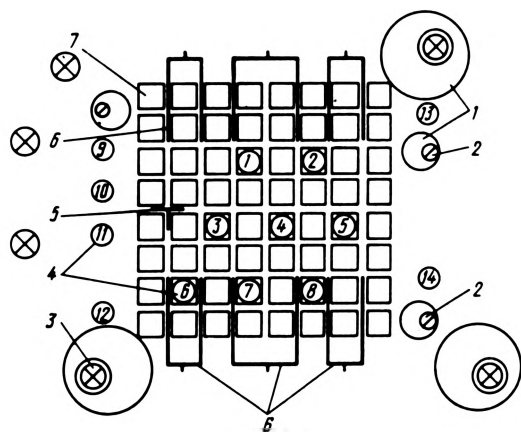


Рис. 3.26. Компоновка активной зоны реактора РБТ-6:

1 — защитные экраны датчиков СУЗ; 2 — датчик пусковых установок; 3 — ионизационная камера; 4 — испытательные каналы; 5 — стержень АР; 6 — пластины АЗ-КО; 7 — тепловыделяющая сборка

в процессе длительного облучения при высокой стабильности параметров реактора. В основу идеи создания этих реакторов были положены следующие соображения. Работоспособность твэлов реактора СМ-2 должна сохраняться вплоть до глубокого выгорания, а концентрация топлива в выгружаемых ТВС остается достаточно высокой. Таким образом обеспечивалась принципиальная возможность дальнейшего использования выгоревших ТВС в реакторедожигателе. Такая возможность могла быть реализована при условии создания активной зоны с достаточным запасом реактивности, получаемым за счет увеличения ее объема (по сравнению с активной зоной реактора СМ-2).

Активная зона реактора РБТ-6 (рис. 3.26), размещенная в баке 243 × 1540 мм, набирается из 56 ТВС реактора СМ-2 (рис. 4.28) со средним выгоранием 30%. Тепловыделяющие сборки располагаются в прямоугольной решетке с шагом 78 мм, образуя квадрат 8 × 8 с зазором между

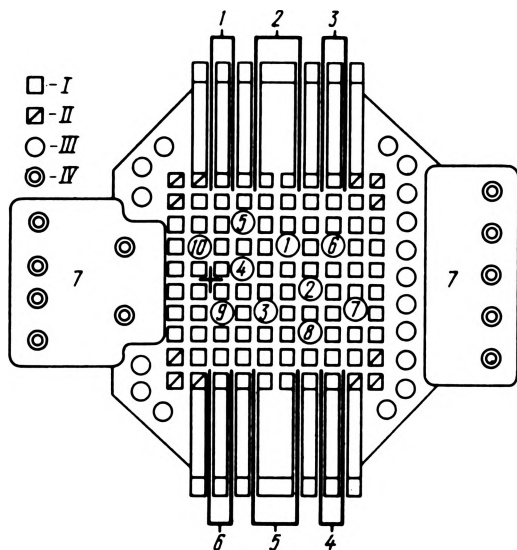


Рис. 3.27. Картограмма активной зоны реактора РБТ-10:

1–6 — пластины компенсирующие и аварийной защиты; 7 — блоки ионизационных камер; I — ТВС; II — бериллиевый блок; III — каналы облучения в активной зоне и отражатели; IV — канал ионизационных камер

Экспериментальные устройства реактора РБТ-6 включают восемь каналов в активной зоне и шесть каналов в водяном отражателе вдоль боковых граней активной зоны, а также установку нейтронной радиографии.

Исследовательский материаловедческий комплекс РБТ-10 состоит из двух реакторов на тепловых нейтронах мощностью по 10 МВт каждый. Реакторы имеют идентичное исполнение и по основным принципиальным решениям повторяют реактор РБТ-6. Активная зона реактора РБТ-10 (рис. 3.27) набирается из отработавших ТВС реактора СМ-2. Комплекс РБТ-10 предназначен для испытаний материалов в процессе облучения. Для этого в активной зоне каждого реактора может располагаться до 10 каналов, устанавливаемых вместо извлеченных ТВС. Кроме того, предусмот-

рена возможность размещения каналов облучения в водяном отражателе с двух боковых граней активной зоны, свободных от органов системы управления и защиты.

Реакторы сооружены в одном бассейне, что позволило существенно сократить капитальные и эксплуатационные затраты.

Реактор БОР-60. Активная зона реактора широко используется для испытаний твэлов различной конструкции и для облучения топливных, поглощающих и конструкционных материалов в условиях высоких рабочих параметров натриевого теплоносителя и нейтронного потока. Кроме

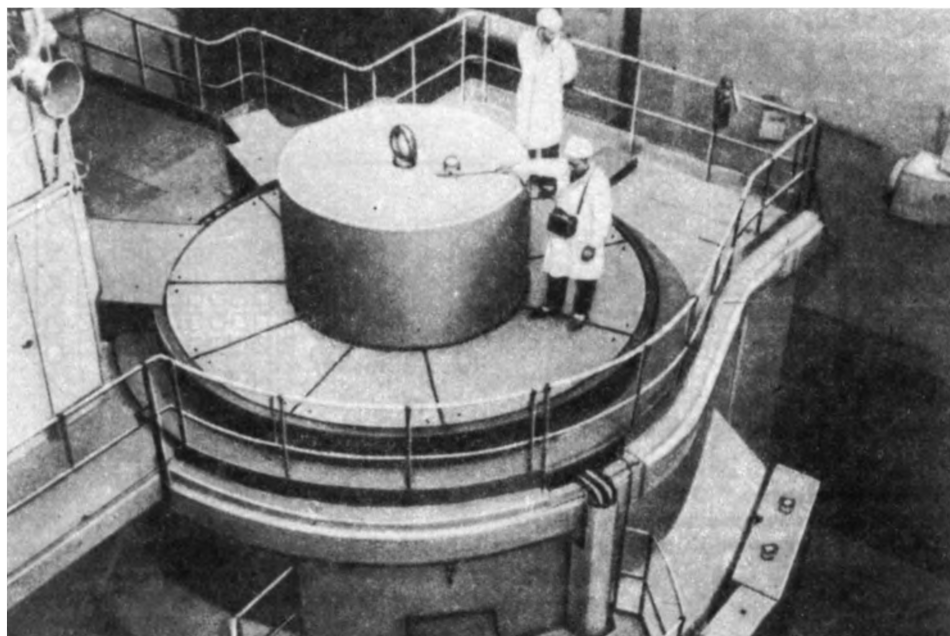


Рис. 3.28. Реактор БР-10 (вид сверху)

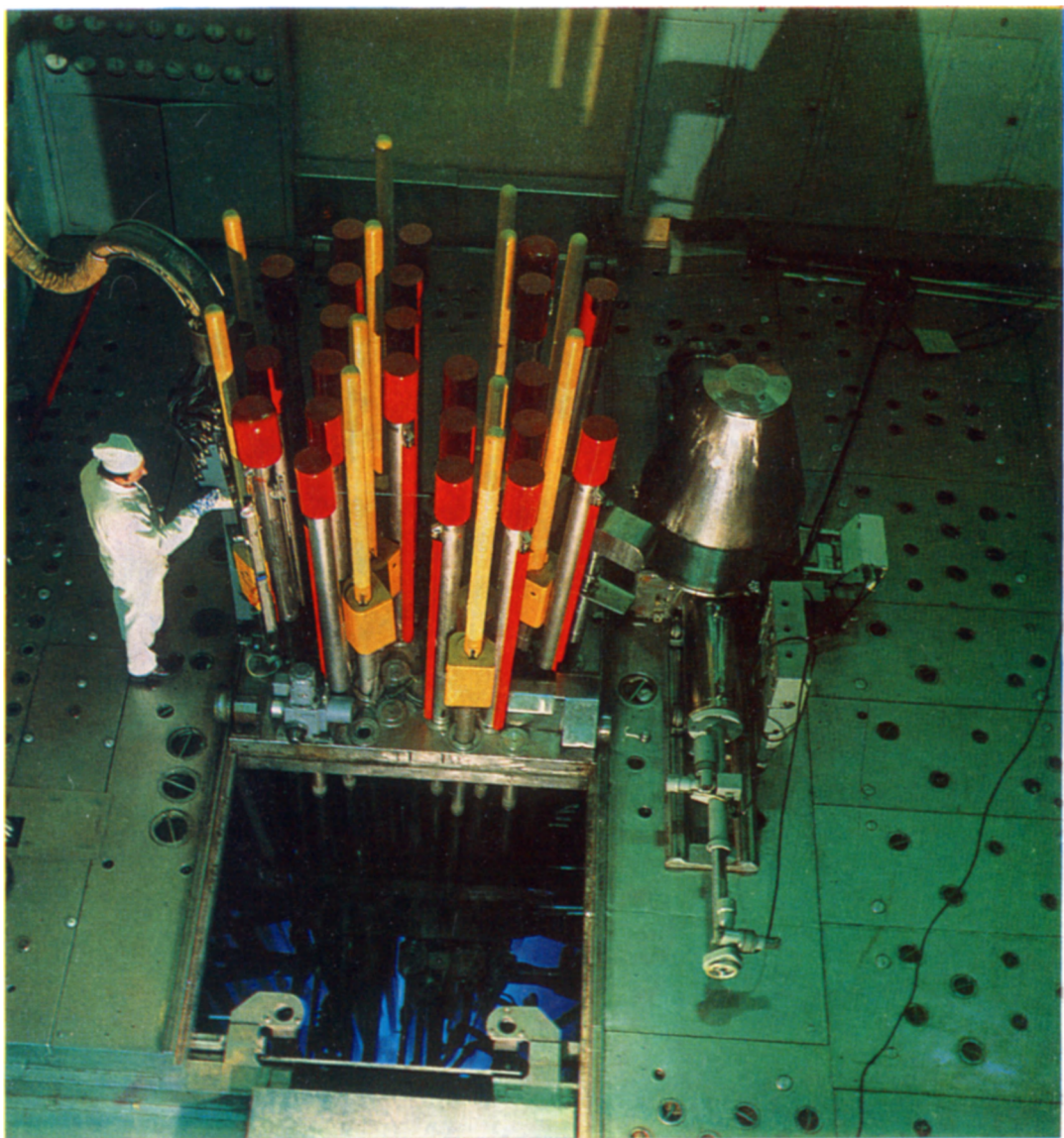
В этом же бассейне размещена одна для двух реакторов шахта разделки экспериментальных образцов после облучения.

Реактор БР-10 (рис. 3.28). Активная зона реактора используется для массовых испытаний твэлов из двуокиси плутония и монокарбида урана, в том числе в негерметичном исполнении, и испытаний элементов реакторного и технологического оборудования. Размер активной зоны с плутониевой загрузкой 280 × 280 мм, для плутониевой с загрузкой из монокарбида урана 380 × 280 мм. Плотность тепловыделения в активной зоне с плутонием 500 кВт/л, плотность потока нейтронов $8 \cdot 10^{14}$ нейтр/(см² · с).

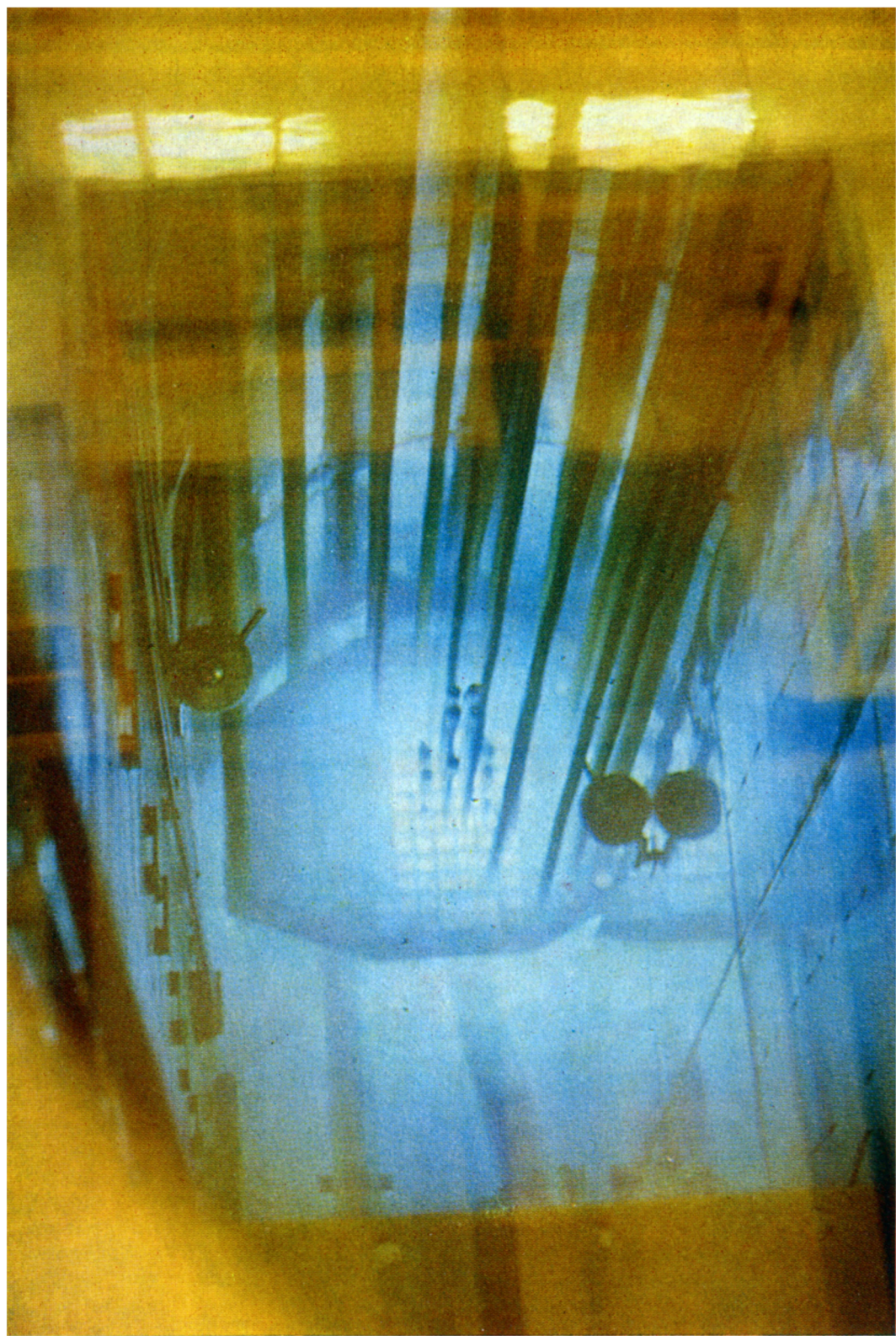
Реактор БР-10 оснащен ампульными устройствами, в которых проводятся мате-

того, экспериментальные устройства реактора включают натриевые и газовые спектрометрические петли для изучения выхода продуктов деления из твэлов и девять вертикальных каналов, расположенных в боковой защите реактора.

Активная зона диаметром 410 и высотой 450 мм размещена в стальном корпусе диаметром 1400, высотой 6200 мм с толщиной стенки 20–30 мм и состоит из 100–120 шестигранных ТВС с размером под ключ 44 мм. Каждая ТВС состоит из 37 цилиндрических твэлов диаметром 6,0 мм и толщиной оболочки 0,3 мм из нержавеющей стали. Защита реактора — чугун и закись железа. Регулирование — два стержня автоматического регулирования, три стержня аварийной защиты и три компенсирующих стержня.



Исследовательский реактор ИР-8 в Институте атомной энергии им. И. В. Курчатова



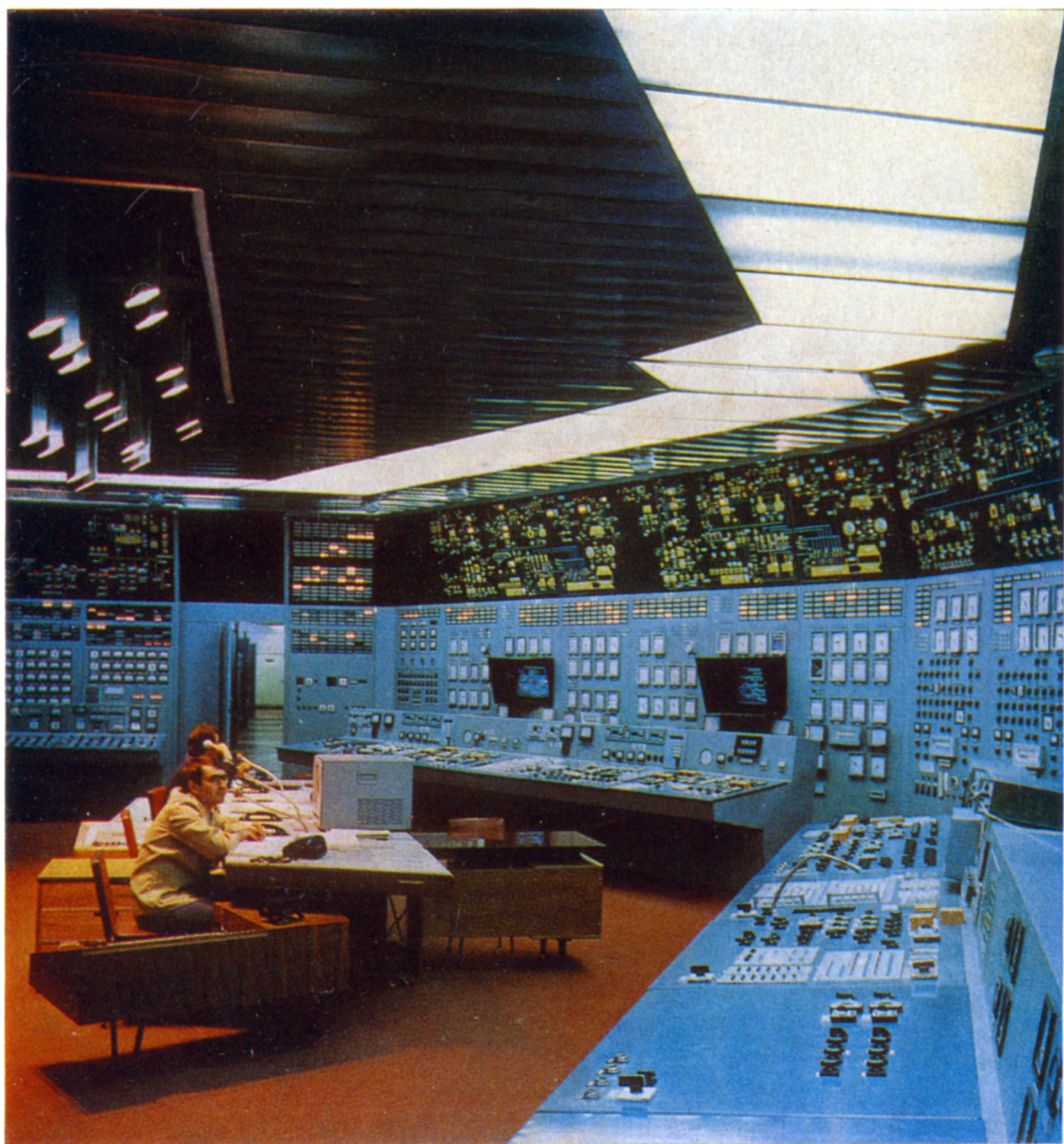


В цехе парогенераторов «Атоммаша»

Черенковское свечение в активной зоне исследовательского реактора ИР-8



Вид на V блок Нововоронежской АЭС им. 50-летия СССР



Блочный щит управления V блока Нововоронежской АЭС

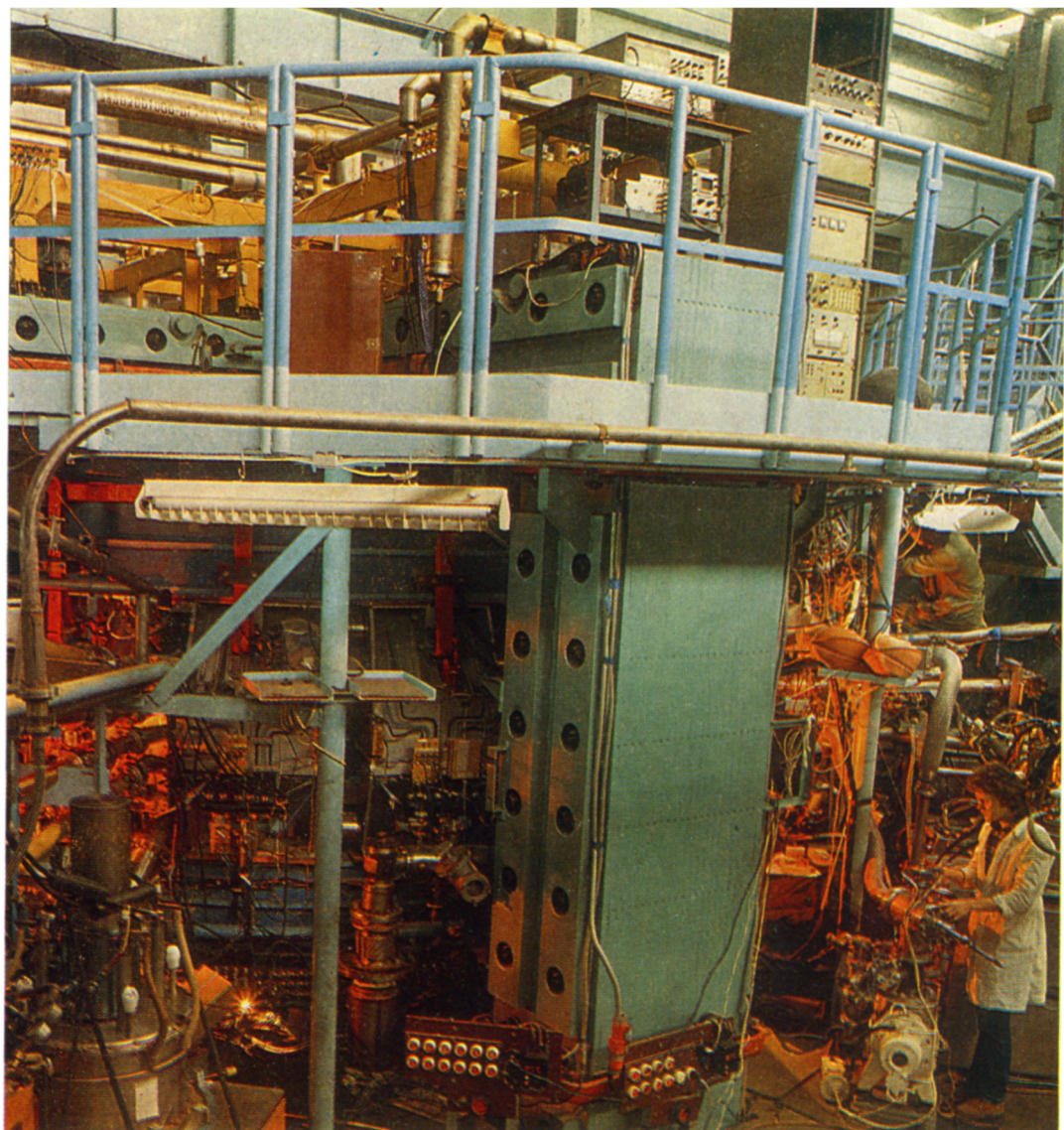


В окрестностях Игналинской АЭС (Литовская ССР)

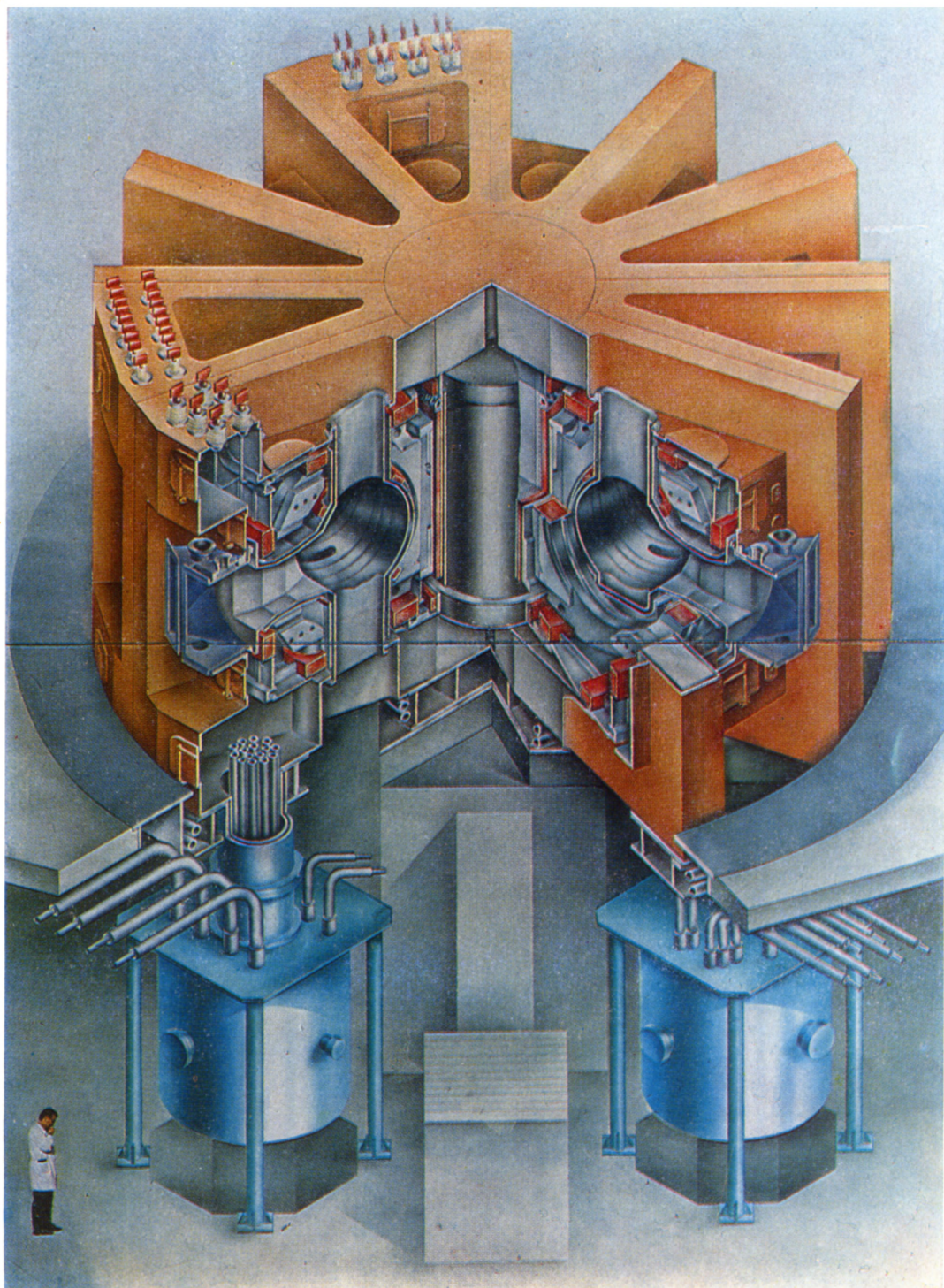


Машинный зал Ленинградской АЭС им. В. И. Ленина

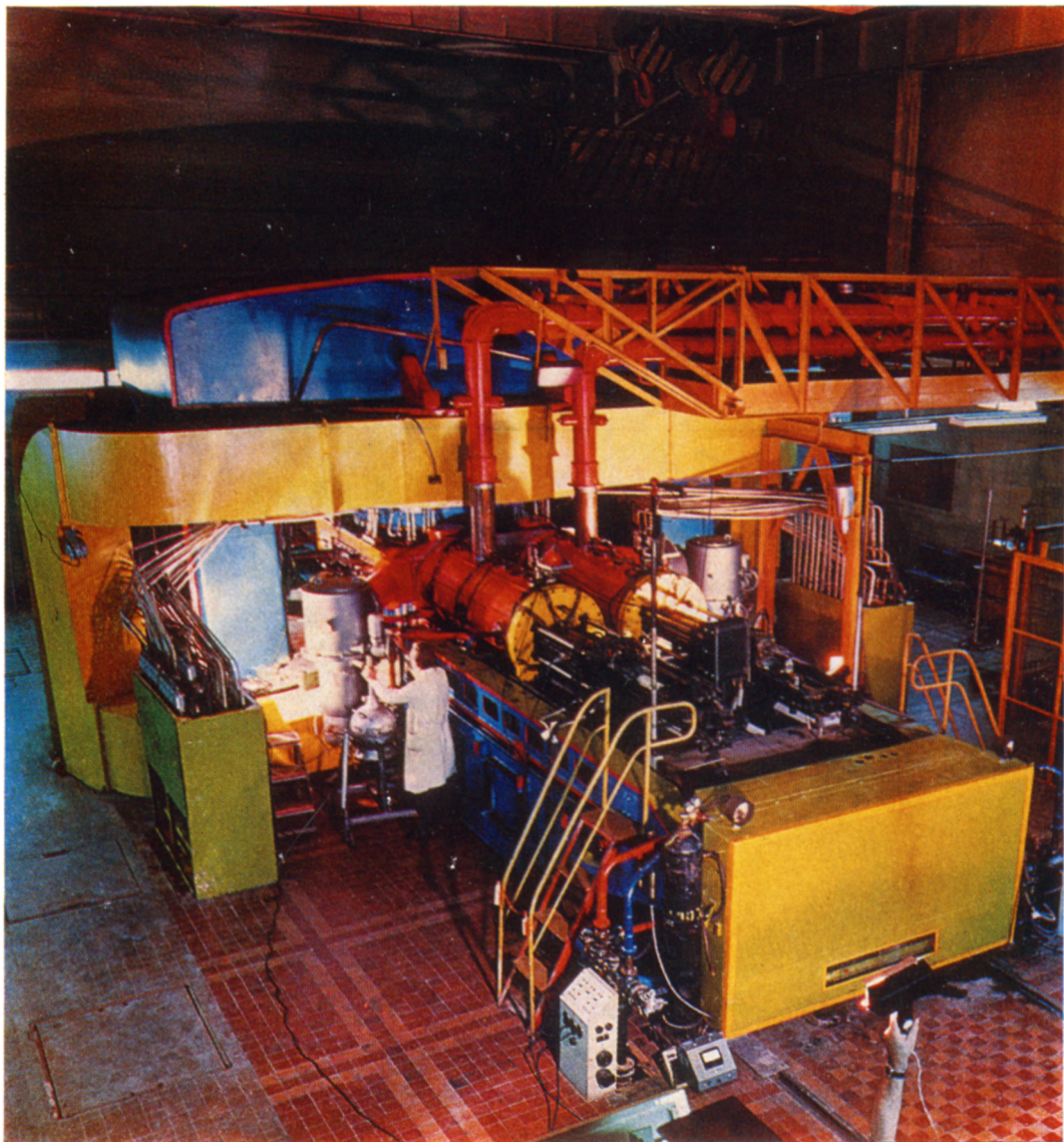




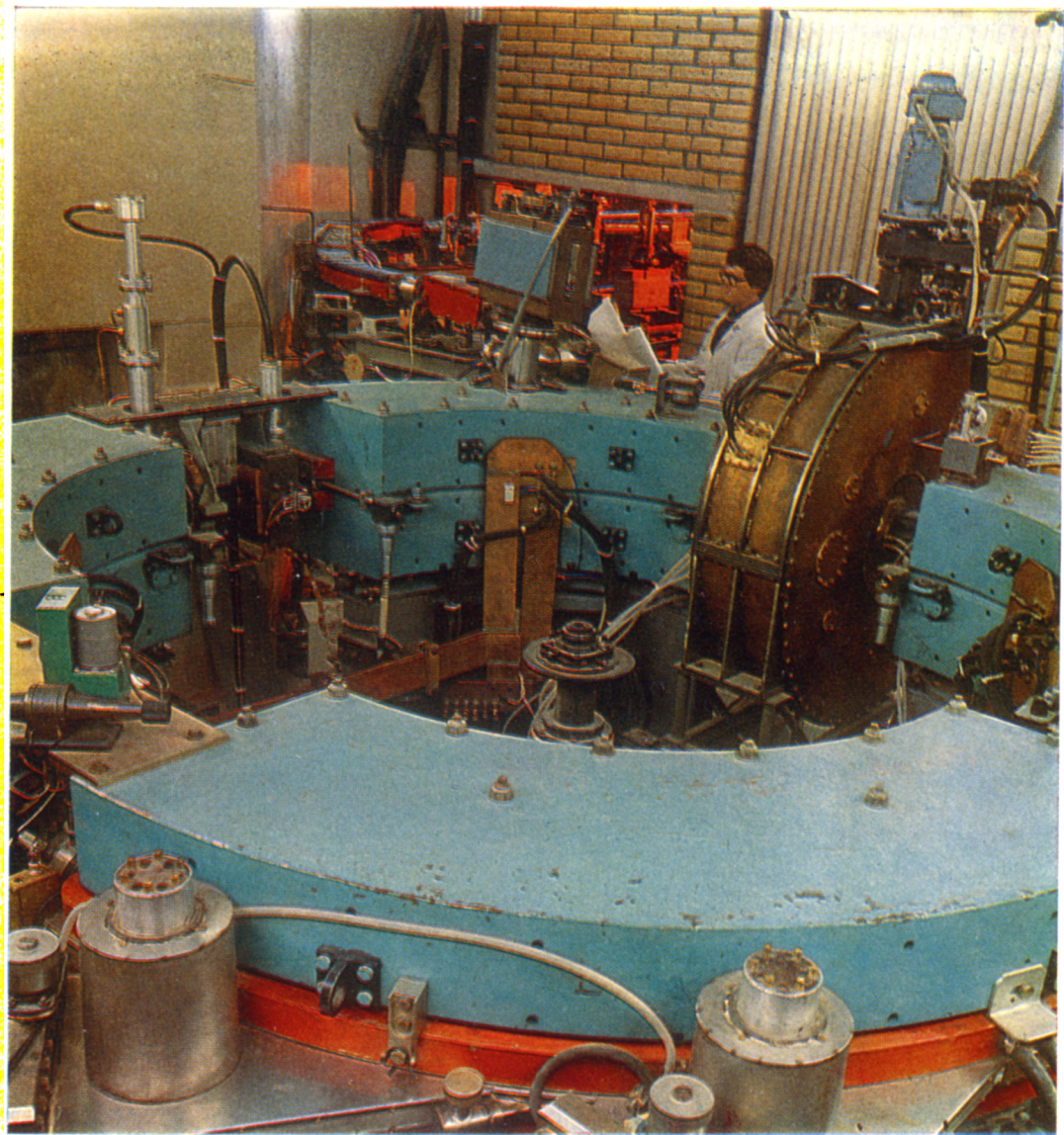
Крупнейшая в СССР действующая термоядерная установка Токамак Т-10



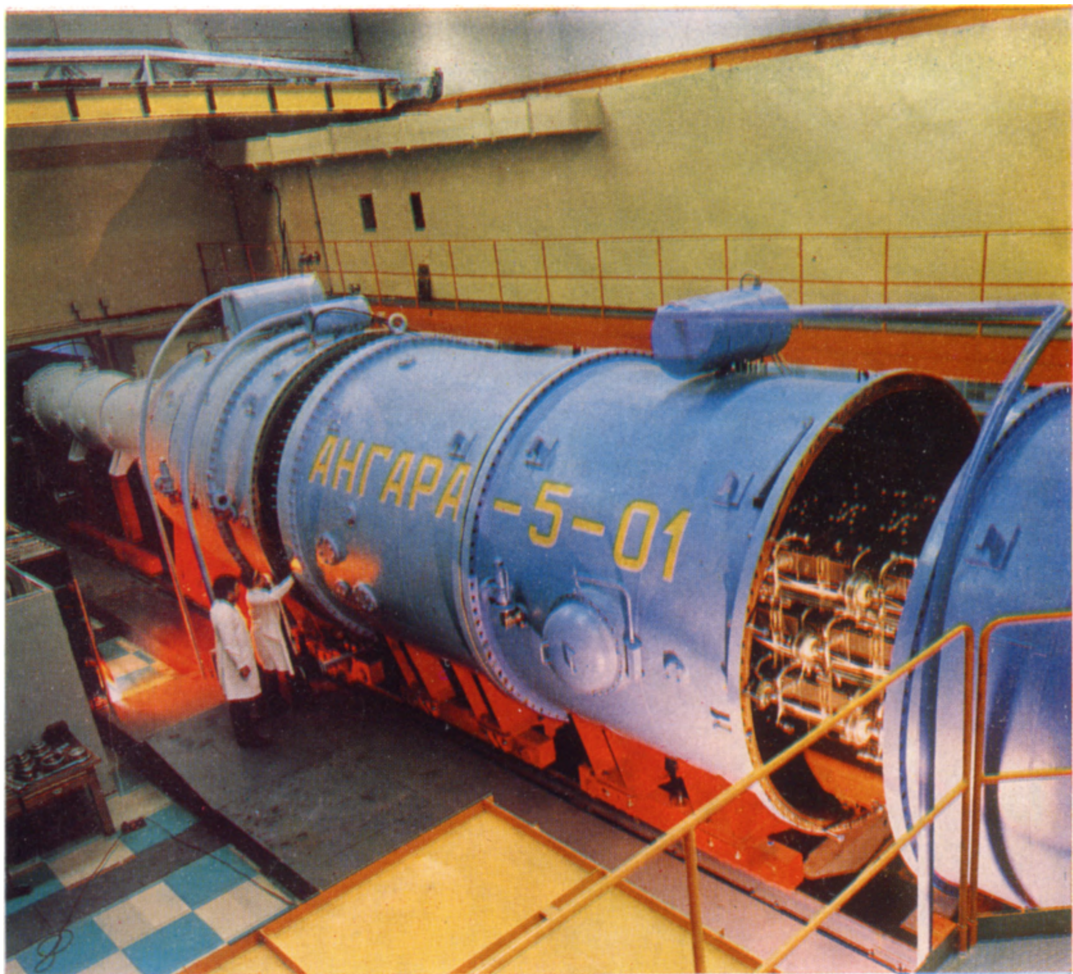
Термоядерная установка Токамак Т-15



Изохронный циклотрон



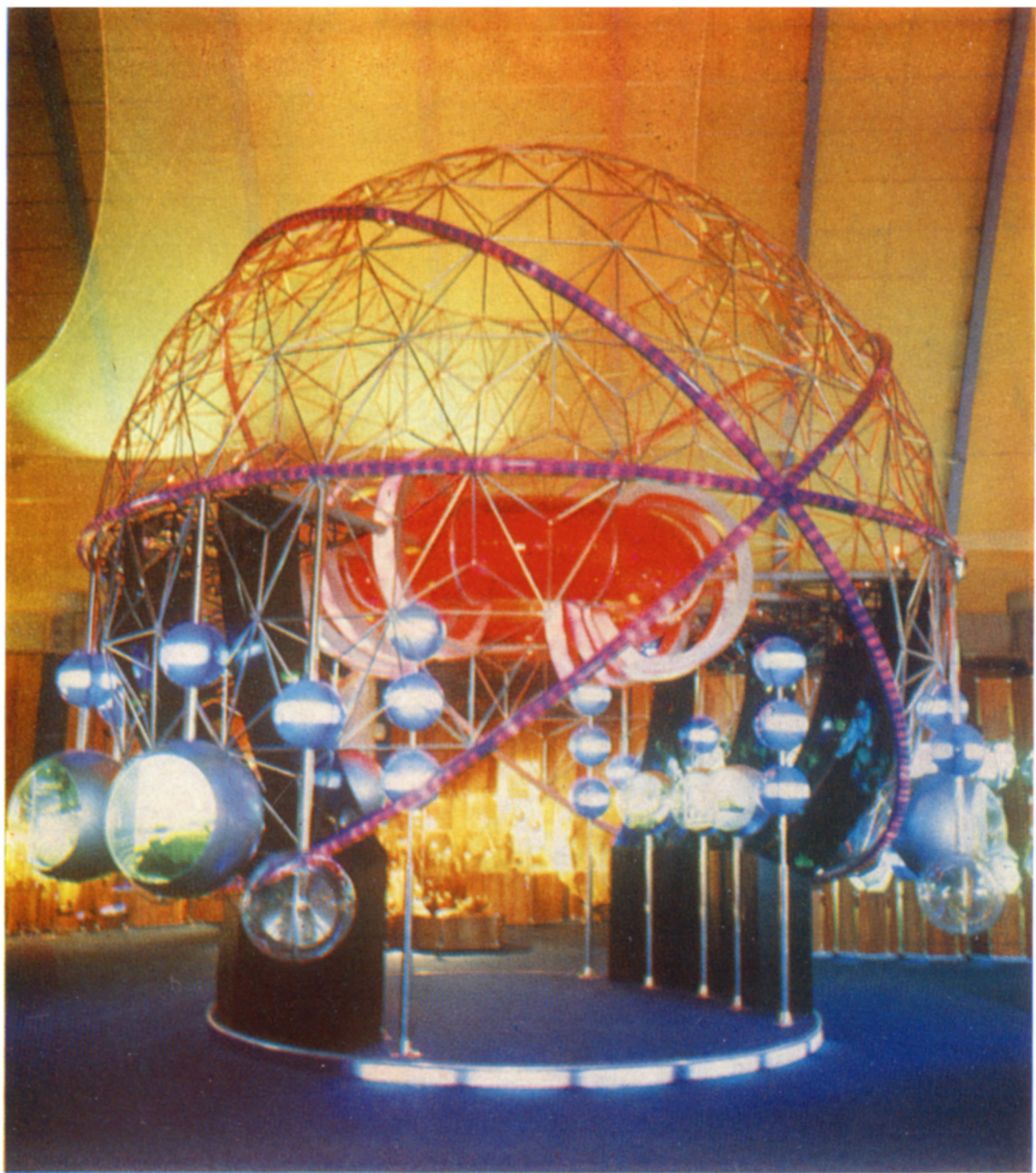
Накопительное кольцо для получения синхротронного излучения установки «Пламя-1»



Модуль импульсный термоядерной установки «Ангара-5»



Работа с радиоактивными материалами в защитной камере



Мирный атом. Фрагмент экспозиции СССР на Всемирной выставке «ЭКСПО-85» (Япония, г. Цукуба)

На исследовательских реакторах успешно применяют два метода изучения изменений физико-механических свойств реакторных материалов. Первый — послереак-

торных экспериментов. Разнообразие петлевых установок вызывает необходимость использования различных по конструкции и назначению экспериментальных каналов, которые являются наиболее сложной и ответственной

Таблица 3.9. Оснащение (+) петлевыми установками материаловедческих реакторов

Петля	Реакторы				
	СМ-2	МР	МИР	ИВВ-2	Первой в мире АЭС
Водяная высокого давления до 20 МПа	+	+	+	+	+
Водяная низкого давления до 7 МПа	+	—	—	+	+
Водяная с перегревом пара	—	—	—	—	+
С гелиевым теплоносителем	+	+	—	+	—
До 1980 г.					
Водяная для химических исследований	+	—	—	—	+
С естественной циркуляцией воды	—	—	—	—	+
С 1976 г.					
С органическим теплоносителем	—	+	+	—	—
До 1974 г.					
С натриевым теплоносителем	—	—	+	—	—
С инертными газами как теплоносителем	—	+	—	—	—

торный, при котором проводится облучение материалов в широкой области температур, флюенса нейтронов и в разных теплоносителях с последующим изучением свойств в защитных камерах материаловедческой лаборатории. При реализации этого метода облучают материалы в петлевых или ампульных устройствах. Петля с ее индивидуальным контуром охлаждения позволяет создать требуемые условия по температуре, давлению, скорости и качеству теплоносителя. Поэтому петлевые устройства целесообразно использовать для комплексных испытаний твэлов и ТВС.

В настоящее время материаловедческие исследовательские реакторы СССР (в том числе реактор Первой в мире АЭС) имеют в своем составе более двух десятков петлевых установок. В основном это водяные петли с различным давлением — вплоть до 20,0 МПа. Имеются петлевые установки, где в качестве теплоносителя используются гелий, органические жидкости, петли с пароперегревом, петли с естественной циркуляцией без кипения воды и с кипящей водой, петли для водно-химических исследований. В табл. 3.9 представлены сведения

частью петель. Конструкция петлевого канала, его надежность, оснащенность измерительной техникой, а также правильность выбранных методических решений при испытаниях в значительной мере определяют результаты всей работы. В петлях материаловедческих реакторов используются каналы следующих конструкций: типа трубы Фильда; прямооточные U-образные; с двумя последовательно расположенными рабочими участками типа "тандем"; с тремя рабочими участками типа "тройной канал"; комбинированные для испытаний топлива и конструкционных материалов. На рис. 3.29 представлена типичная конструкция одного из петлевых каналов реактора МИР.

Облучение образцов конструкционных материалов и топливных композиций в широкой области температур 200–2000 °С и при плотности теплового потока до $5 \cdot 10^6$ Вт/м² ведется в ампулах. При минимальных затратах времени и средств на подготовку эксперимента ампульные устройства обеспечивают требуемые условия облучения и необходимую информацию об эксперименте.

Второй — внутриреакторный метод исследования свойств реакторных материалов, характеризуется тем, что материал изучается непосредственно в канале реактора. При этом в случае необходимости образец искусственно подвергается воздействию различного рода механических и дру-

получесть и длительную прочность конструкционных материалов, используемых для оболочек твэлов, чехлов ТВС и канальных труб в широком интервале температур и нагрузок;

теплофизические свойства топливных материалов в зависимости от выгорания и тепловой нагрузки;

газовыделение из топлива при различном выгорании;

электрофизические свойства изоляторов и различных преобразователей.

В последние годы на материаловедческих реакторах и в горячих лабораториях большое внимание уделяется разработке и внедрению автоматизированных систем для научных исследований (АСНИ), в частности АСНИ радиационного материаловедения, обеспечивающая до-, внутри- и послереакторные испытания материалов; АСНИ в реакторных исследованиях, обеспечивающая сбор и обработку данных при проведении экспериментов, а также сбор необходимых данных для проведения технологических процессов на реакторах.

Горячие лаборатории для послереакторных исследований

Необходимо изучать облученные материалы с целью выбора наилучших из них для использования в активных зонах реакторов, а также для изучения процессов, происходящих в топливе, поглощающих, замедляющих и конструкционных материалах. Кроме того, облучение стало широко применяться как метод введения в кристаллы материалов структурных нарушений, что привело к увеличению числа экспериментальных работ, направленных на развитие теории кристаллов. Таким образом, появилась потребность в создании специализированных радиационных лабораторий, где можно исследовать образцы материалов и изделия, обладающие высокой радиоактивностью. Такие лаборатории, состоящие из большого числа защитных камер и боксов, получили название горячих лабораторий.

В соответствии с действующими в СССР Нормами радиационной безопасности обязательным является трехзонный принцип устройства горячих лабораторий и наличие дистанционных устройств для проведения

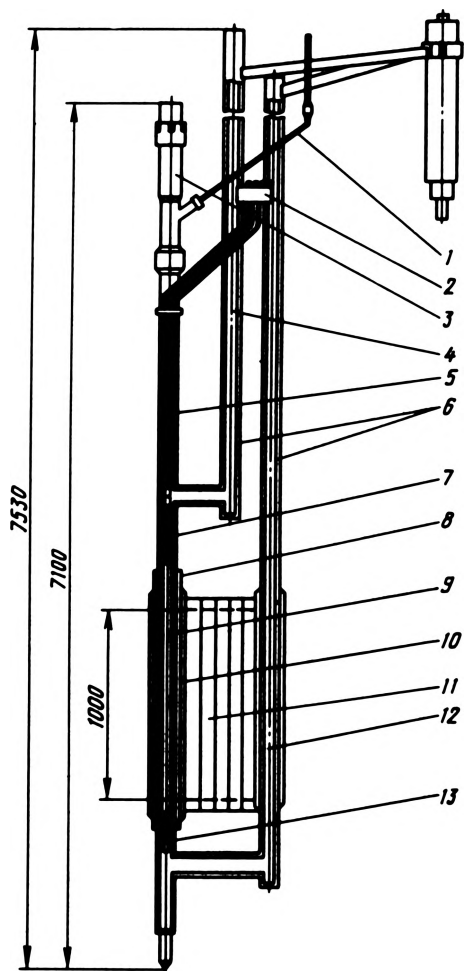


Рис. 3.29. Прямоточный канал реактора МИР.

1 — вывод термопар; 2 — загрузка поглотителей; 3 — головка канала; 4 — отводящий трубопровод; 5 — подвеска опытной ТВС; 6 — кольцевой газовый зазор; 7 — корпус канала; 8 — внешний чехол канала; 9 — опытная ТВС; 10 — петлевой блок замедлителя; 11 — петлевая секция; 12 — подводящий трубопровод; 13 — уплотнительный стакан канала

гих видов нагрузок. Среди свойств материалов, изменение которых под действием излучения необходимо изучать внутриреакторными методами, нужно отметить:

работ с радиоактивными веществами. Первую зону образуют собственно защитные камеры и соединяющие их транспортеры, вторая зона — ремонтная, третья — зона операторских помещений. Исследуемые образцы облученных материалов и изделий могут находиться только в первой

манипуляторы с жесткой механической, электрической, гидравлической или магнитной связью. Самым распространенным в горячих лабораториях является копирующий манипулятор с тросовым ручным управлением, который виден на рис. 3.30. Камеры оснащены системой дезактивации. Си-

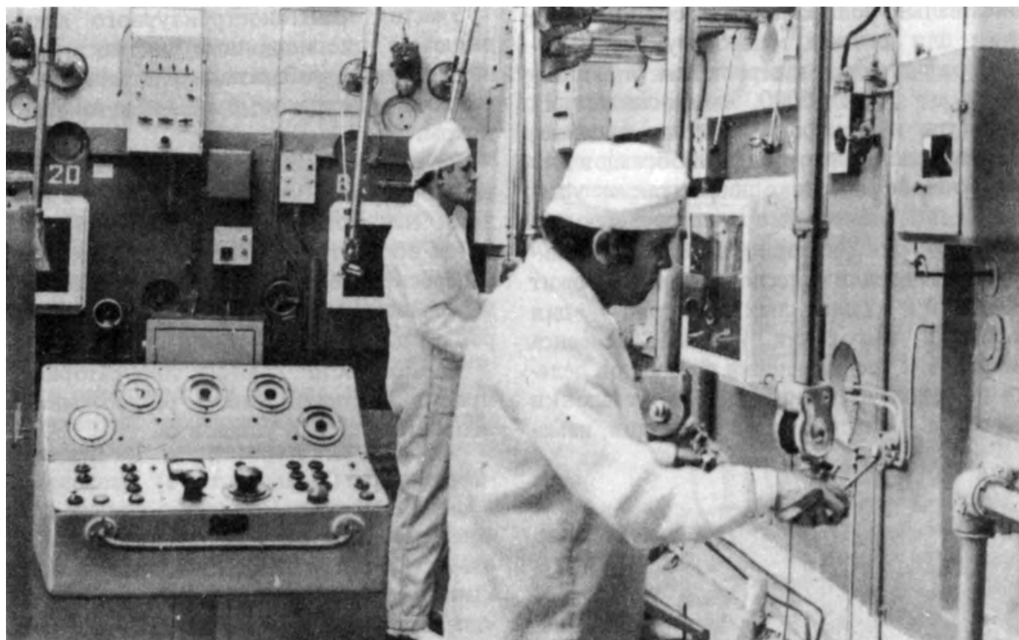


Рис. 3.30. Манипулятор со сменным инструментом

зоне, где размещено оборудование, которое управляется дистанционно из операторского помещения. Первая и вторая зоны являются местами ограниченного доступа.

Визуальное наблюдение из операторской за процессами, происходящими в защитной камере, осуществляется через смотровое окно, которое набирается из стеклянных пластин плотностью до $3,0\text{--}4,5\text{ г/см}^3$ за счет добавления оксида бария или оксида цинка.

На рис. 3.30 приведен общий вид типичной защитной камеры горячей лаборатории НИИАР со стороны оператора. Поверхности внутри защитных камер облицованы нержавеющей сталью. Для обслуживания внутрикамерного объема имеются специальные механизмы-манипуляторы, передающие движение и усилие рук оператора и действующие на задающий механизм внутри камеры. Разработаны различные

система вентиляции обеспечивает максимальное разрежение в камере (первая зона), разрежение во второй зоне больше, чем в операторской (третья зона). Система вентиляции — важнейший компонент трехзональной компоновки; она должна обладать безупречной надежностью, чтобы исключить даже случайное попадание радиоактивных аэрозолей в операторскую.

Цепочку защитных камер горячей лаборатории условно можно разделить на несколько участков:

участок приемки, хранения и обработки радиоактивных материалов; для выполнения этих операций участок оснащается станками резки, фрезерными и токарными, а также приспособлениями для химической обработки материалов;

участок механических испытаний, оснащен установками, позволяющими прово-

дить испытания на сжатие, изгиб, разрыв, ударную вязкость, ползучесть и длительную прочность при вакууме, наличии воздуха, инертных газов, температуре (от -150°C для копра до 1500°C для разрывной машины) и рабочих нагрузках.

Основное оборудование участка для металлографических исследований включает шлифовально-полировальные станки, установки для анализа макроструктуры, металлографические микроскопы с увеличением от 30 до 2000, микроскопы для просмотра и контроля качества шлифов, установки для приготовления образцов для электронной микроскопии, а также установки для измерения микротвердости.

Участок для физических и физико-химических измерений и исследований содержит установки гамма-спектрометрии для измерения выгорания топлива, флюенса нейтронов и распределения продуктов деления по длине и сечению твэлов, установки для сбора и анализа газов из твэлов, изме-

рения теплопроводности и электропроводности, установки вихретоковой дефектоскопии оболочек твэлов и стержней управления, аналитические весы для взвешивания и определения плотности, установки рентгенографии облученных изделий, технические средства для спектрального анализа и некоторые другие установки.

Участок рентгеноструктурного анализа включает дистанционные дифрактометры, позволяющие работать с облученными образцами материалов, и обычные дифрактометры.

В состав горячих лабораторий входят также цепочки боксов для работы с образцами невысокой активности, где проводится обработка образцов для электронно-микроскопического анализа рентгеновских микроанализаторов, для масс-спектрометров и т.д.

Возможности горячих лабораторий непрерывно расширяются, разрабатываются новые методики и установки.

ОТРАБОТАВШЕЕ ЯДЕРНОЕ ТОПЛИВО. ХИМИЧЕСКАЯ ПЕРЕРАБОТКА. РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

4.1. Радиохимическая переработка отработавшего топлива

Исследования по регенерации отработавшего топлива АЭС начаты в СССР одновременно с сооружением в 1954 г. Первой в мире АЭС (г. Обнинск). На основе опытов с отработавшим топливом этой АЭС, проведенных в защитных камерах, уже в середине 50-х годов были определены принципиальные особенности наиболее перспективной технологической схемы переработки, включающей: механическую рубку твэлов, избирательное растворение топлива в азотной кислоте (с отделением нерастворившихся кусков оболочки), экстракцию U и Pu трибутилфосфатом, разделение этих элементов на основе их различной способности к восстановлению, выделение конечных продуктов, очищенных от продуктов деления и неактивных примесей, в виде известных малорастворимых соединений.

В 60-х годах принятая схема обрабатывалась на опытных установках различного масштаба, разрабатывались и испытывались оборудование и средства контроля всех ее стадий, подробно исследовались физико-химические основы процессов. В результате были накоплены все необходимые научно-технические данные, позволившие создать в СССР промышленную регенерацию отработавшего топлива АЭС с реакторами на тепловых нейтронах в объеме, обеспечивающем потребности развивающейся атомной энергетики страны.

Возвращение регенерированного U в топливный цикл (рис. 4.1) позволяет снизить нагрузку на рудодобывающую часть топливного цикла и на заводы по разделению изотопов. Выделение плутония, образующегося в тепловых реакторах, обеспечивает принципиальную возможность самообеспечения и расширенного воспроизводства делящихся материалов в быстрых реакторах. На пе-

реходном этапе от тепловых реакторов на обогащенном ^{235}U к быстрым реакторам использование ^{239}Pu быстрых реакторов также позволяет сократить затраты в рудопереработке и разделительных производствах и вовлечь в топливный цикл уран, объединенный по изотопу ^{235}U .

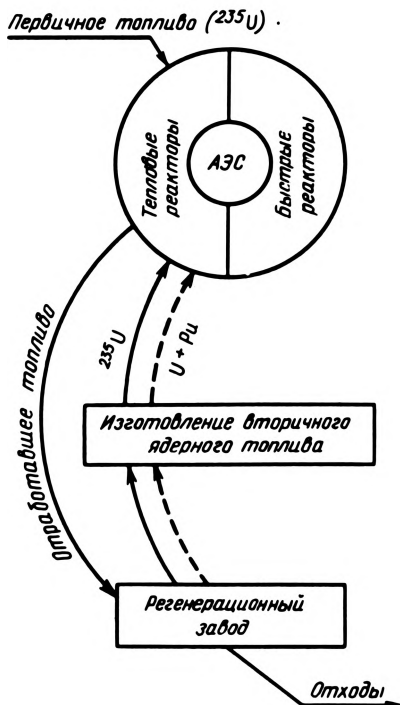


Рис. 4.1. Принципиальная схема замкнутого топливного цикла

При комплексном подходе к переработке отработавшего топлива возможно извлечение для использования в народном хозяйстве некоторых сопутствующих ценных нуклидов — Am, Cm, Sr, Cs, Pd, Tc, Np и др.

Регенерация топлива АЭС с тепловыми реакторами

На современном этапе задачи переработки топлива наиболее эффективно решаются на основе водно-экстракционной технологии, где в качестве сопряженных ис-

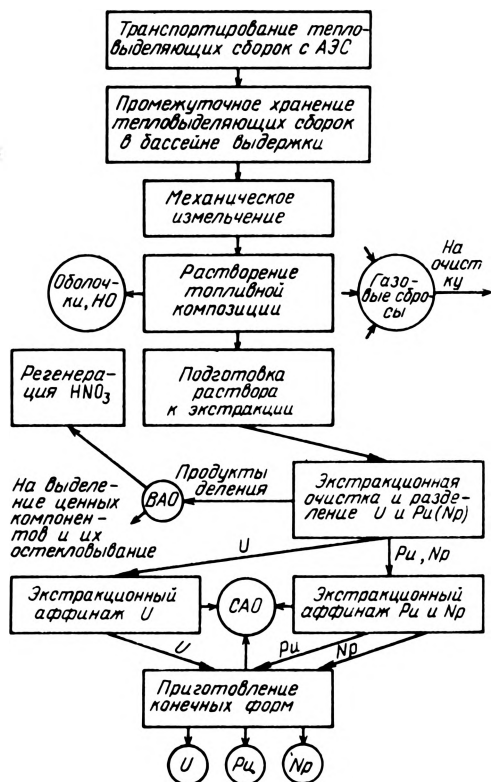


Рис. 4.2. Пооперационная схема регенерационного производства

пользуются также ионообменные, осадительные, термические твердофазные процессы.

Научно-технические программы по переработке топлива включают фундаментальные и прикладные комплексные исследования в широком диапазоне задач и направлений.

Проведенные исследования позволили решить сложные технические проблемы всех стадий обращения с отработавшим топливом тепловых реакторов: транспортирование отработавших тепловыделяющих сборок (ТВС) на регенерационные производства; вскрытия топлива и подготовки его к переработке; разделения U и Pu и глубо-

кой очистки от нуклидов продуктов деления; получения конечных продуктов в формах, пригодных для повторного изготовления топлива; обращения с отходами технологии; выделения отдельных сопутствующих нуклидов (рис. 4.2).

В качестве характерного сырья для ра-

Т а б л и ц а 4.1. Характеристика отработавшего топлива реакторов ВВЭР

Параметр	ВВЭР-440	ВВЭР-1000
Среднее количество выгружаемого топлива в год, т/ГВт (эл.)	35	25
Средняя глубина выгорания, ГВт · сут/т	28	41
Начальное обогащение, %	3,6	3,3–4,4
Конечное обогащение, %	До 0,7	До 1,3
Удельная активность топлива, Бк/т (выдержка 3 года)	$(2 \div 2,5) \cdot 10^{16}$	$3 \cdot 10^{16}$
Содержание нуклидов, кг/т (выдержка 3 года):		
U	960	947
Pu	9–9,5	~9,9
Np	0,5–0,6	0,7
Am	0,15	0,2
Cm	0,04	0,06
Pd	0,7–1,4	0,8–1,5
Tc	0,8–0,9	0,9–1,0
^{90}Sr (Бк/т)	$\sim 2,4 \cdot 10^5$	$\sim 3,5 \cdot 10^{15}$
^{137}Cs	$\sim 3,0 \cdot 10^{15}$	$\sim 4,8 \cdot 10^{15}$
Общее содержание продуктов деления, кг/т	~ 30	~ 42
Остаточное тепловыделение, кВт/т:		
при выдержке 1 год	11	15
при выдержке 3 года	2,8	4,2

диохимического производства может рассматриваться топливо реакторов ВВЭР-440, ВВЭР-1000, отличающееся наибольшей достигнутой глубиной выгорания и наиболее сложным нуклидным составом (табл. 4.1).

Транспортирование топлива. Определяющим параметром здесь является время выдержки топлива после выгрузки из реакторов. Выдержка обуславливает объем хранилищ при АЭС, мощность биологической защиты транспортных контейнеров для ТВС и в значительной степени влияет на выбор технологических и аппаратурных решений начальных стадий регенерационных производств.

В СССР хранилища при реакторах рассчитывают, исходя из выдержки не менее 3 лет.

В качестве наиболее экономичной для СССР принята система транспортировки железнодорожными транспортом в вагонах-контейнерах с вертикальным (ТК-6) или горизонтальным (ТК-10) размещением контейнера в зависимости от габаритов ТВС. Контейнерный эшелон состоит из нескольких (до восьми) специальных железнодорожных вагонов с транспортными контейнерами, двух вагонов сопровождения и двух вагонов прикрытия — для смягчения ударов при возможных авариях. Грузоподъемность одного эшелона соответствует годовой выгрузке топлива реактора мощностью 1 ГВт.

Типовой контейнер — однослойная стальная конструкция, облицованная внутри нержавеющей сталью. В зависимости от типа диаметр контейнера составляет от 2 до 2,2 м, длина — от 4,1 до 6 м. К внешней поверхности контейнера приваривают стальные ребра для улучшения теплоотвода и опоры для установки в вагоне. Толщина биологической защиты (сталь) 360 мм; в ТК-10 имеется дополнительная защита от нейтронов. Общая масса контейнеров 90 — 120 т при загрузке топлива 2,9 — 3,8 т. Тепловыделяющие сборки с бездефектными ТВЭлами предварительно помещают в перфорированные чехлы, а сборки с дефектными ТВЭлами — в герметичные пеналы. Эти транспортно-упаковочные комплекты рассчитаны на высокую надежность, с учетом возможных аварий — в соответствии с правилами МАГАТЭ.

Поступившие с АЭС контейнеры разгружают, ТВС в чехлах помещают в бассейны-хранилища. Транспортные средства подвергают тщательной дезактивации.

Вскрытие ТВС и растворение топливной композиции. Вскрытие ТВЭлов — первая операция технологической схемы регенерации топлива. Для ТВС с оксидным топливом в оболочках из сплава Zr — Nb отработан механический процесс рубки-измельчения. Предварительно на специальном электроконтактном станке отделяют хвостовики, не содержащие топливо. Станок частично погружен в ванну, заполненную водой, для исключения выделения газов и аэрозолей. Отходами этого производст-

ва, подлежащими захоронению, являются собственно хвостовики и образующиеся при их отрезке опилки, они обладают наведенной радиоактивностью (несколько кюри на тонну конструкционного материала).

Активную часть ТВЭлов измельчают на специальных агрегатах с пресс-ножницами. Средний размер кусков составляет 40 мм, что обеспечивает удовлетворительно высокую скорость и полноту последующего растворения топлива.

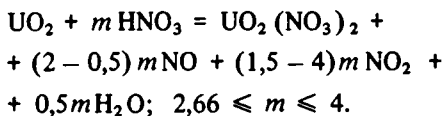
Проводятся исследования по использованию лазерного метода вскрытия ТВЭлов для оценки возможности замены механического процесса с его сложным, работающим с большими динамическими нагрузками оборудованием.

Растворение — процесс выщелачивания топлива из измельченных ТВС — следует за процессом рубки. Для этой операции разработаны специальные аппараты периодического и непрерывного действия.

В периодическом варианте измельченные ТВЭлы по трубопроводу загружают в рабочее пространство кольцевого аппарата-растворителя. В аппарат подают расчетное количество концентрированной HNO_3 , нагревают раствор до температуры кипения. Через заданное время при одновременном приборном контроле полноты растворения раствор охлаждают и он поступает на дальнейшую переработку. Куски оболочки промывают свежей порцией HNO_3 и выгружают в контейнеры методом пневмовыброса.

Для непрерывного процесса разработаны вибрационные и шнековые аппараты. Преимущество их — большая производительность при более простом обеспечении ядерной безопасности.

Процесс растворения оксидного топлива в общем виде, без поддува кислорода или воздуха, описывается уравнением



Основными газообразными продуктами реакции являются оксиды азота. Расход HNO_3 составляет примерно 3,2 — 3,6 моль HNO_3 /моль U.

В получаемом растворе содержание U составляет около 300 г/л; концентрации прочих компонентов (Pu, Np, продуктов деления) пропорциональны концентрации урана.

Отходами процесса, кроме кусков оболочек твэлов, являются нерастворимые остатки (около 1,5 г/кг U), содержащие C, Si, Fe, Al и небольшие количества U и Pu (соответственно менее 0,01 и 0,05 % исходного их содержания в топливе).

Подготовка растворов к экстракции. Основная проблема последующей переработки растворов с использованием метода жидкостной экстракции возникает из-за наличия в них взвесей. При попадании взвесей на экстракцию в экстракционных аппаратах образуются межфазные пленки, стабилизированные эмульсии, которые могут привести к серьезным нарушениям процесса.

Исходные растворы по существу представляют собой суспензию с высокодисперсными компонентами на основе графита, кремниевой кислоты и других элементов, с размером частиц в основном от 0,2 до 5 мкм и общим их содержанием около 1 г/л.

Указанные характеристики суспензии обуславливают определенную трудность выделения твердой фазы. Так, методом отстаивания в течение 1 сут удается выделить только около 50% осадков, а скорость фильтрования суспензии через плотные фильтры недопустимо низка.

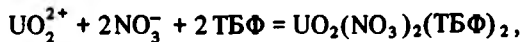
Успехи в решении проблемы осветления были достигнуты разработкой комбинированного метода, в котором собственно операция фильтрования предваряется обработкой раствора-суспензии флокулянтами — высокомолекулярными органическими соединениями, а в процессе фильтрования используется вспомогательное фильтрующее вещество — перлит. Такая технология подготовки позволяет укрупнить мелкодисперсные частицы осадка с формированием флоккул; процесс фильтрации протекает с накоплением осадка в поверхностных слоях перлита, намываемого на фильтрующие перегородки. В качестве последних используют металлокерамические патроны на основе прессованных порошков нержавеющей стали с размером пор 40 — 60 мкм или титана (7 — 20 мкм).

Основным типом аппарата узла осветления является фильтр периодического действия, набираемый секционно металлокерамическими патронами, как правило, в кольцевом, ядерно-безопасном исполнении. Восстановление фильтрующей способности аппарата после очередного фильтроцикла производится гидроударом ("шоковая" регенерация); при необходимости осуществляют химическую регенерацию.

Разработаны также пульсационные фильтры непрерывного действия и фильтрующие центрифуги.

Экстракционное выделение и очистка U, Pu, Np. Экстракционный процесс выполняет многофункциональную задачу в технологии регенерационного производства. Именно на операциях экстракции должны быть обеспечены обоснованная экономическими и экологическими факторами полнота извлечения U, Pu, Np из топлива, количественное взаимное разделение этих элементов с получением концентрированных продуктов, пригодных для повторного изготовления топлива, и глубокая очистка актиноидов от нуклидов продуктов деления. В настоящее время жидкостная экстракция непрерывного действия является эффективным методом разделения и очистки актиноидов.

В основу используемого в промышленной радиохимии метода экстракции, как отмечено выше, положена избирательная способность актиноидов в соответствующих состояниях окисления образовывать прочные комплексы с трибутилфосфатом (ТБФ). В случае нитрата уранила — основного по массе компонента исходного раствора топлива — устанавливается, например, химическое равновесие:



которое может быть строго описано математическими методами.

Используя различия в экстрагируемости актиноидов в тех или иных состояниях окисления, а также варьируя составы водных сред, температуру, объемное соотношение смешиваемых фаз, концентрацию экстрагента, можно "построить" гибкий технологический процесс, в котором на одних операциях обеспечивается совместная, на других — избирательная экстракция компонентов.

Экстракцию при переработке отработанного топлива осуществляют в нескольких, как правило, двух циклах в линии каждого элемента. В свою очередь каждый цикл представляет многооперационный многоступенчатый процесс.

Наибольшее число функций выполняет первый цикл экстракции, типовая структура которого показана на рис. 4.3.

Исходный раствор топлива поступает в ступень питания многоступенчатого аппарата-экстрактора. Противотоком исходному раствору подают экстрагент — 30%-ный раствор ТБФ в разбавителе. Экстракт актиноидов промывают растворами HNO_3 различной концентрации — для более полного отделения от частично извлекающихся продуктов деления — и поступает на операцию разделения элементов. На этой операции из органической фазы количественно резкстрагируют Pu (III) и Np (IV); резкстракцию проводят слабокислым раствором гидразина при электрохимической генерации непосредственно в экстракционном аппарате — восстановителя Pu — урана (IV).

Для выбора оптимальных структуры и состава потоков в цикле, а также оптимальных условий проведения процесса используются как на стадии разработки схемы, так и при автоматизированном управлении действующим процессом математические модели химических процессов и режимов в сочетании с электронно-вычислительной управляющей техникой.

Резкстракты Pu и Np промывают от U экстрагентом и направляют на соответствующие эффилажные циклы.

Очищенный от Pu , Np экстракт U поступает на резкстракцию 0,1 моль/л HNO_3 ; получаемый резкстракт U (80–90 г/л) передают на второй цикл очистки, а экстрагент после отмывки от продуктов радиационно-химического разложения карбонатным раствором возвращают в цикл для повторного использования.

Тип разбавителя влияет на степень созкстракции продуктов деления, их удержание органической фазой, устойчивость экстрагента к радиационно-химическим воздействиям. Одновременно разбавитель должен лучшим образом соответствовать многочисленным критериям, исходя из физико-химических и других характерис-

тик. В результате исследований в качестве разбавителя была выбрана специально выделяемая при нефтепереработке фракция углеводородов — смесь нормальных парафинов, преимущественно в интервале содержания углерода в молекуле $\text{C}_{11} - \text{C}_{14}$ (табл. 4.2). Этот разбавитель имеет высо-

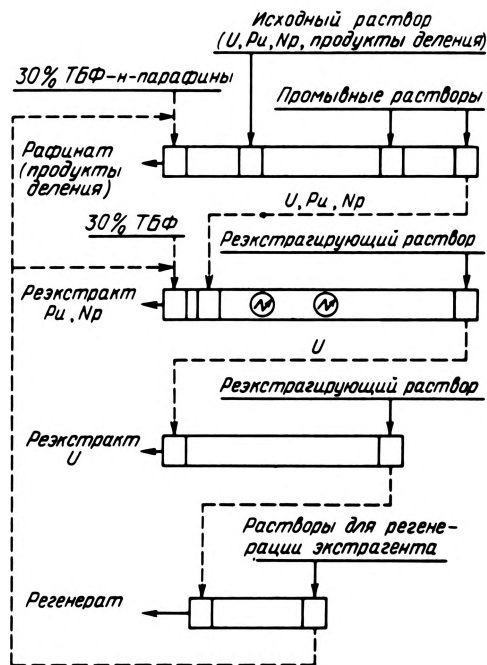


Рис. 4.3. Схема первого цикла экстракционной переработки растворов твзлов ВВЭР

кие технологические качества. Он нетоксичен, имеет низкую пожароопасность, его легко получить; в смесях с ТБФ он имеет весьма удовлетворительные характеристики; в частности, скорость расслаивания экстракционных эмульсий в кислых и карбонатных системах составляет 1 – 1,5 мм/с. Смеси ТБФ — n -парафины проявляют также высокую химическую и радиационно-химическую устойчивость в условиях многократного использования при переработке топлива тепловых реакторов.

На показатели процесса, их стабильность существенно влияет характер экстракционного оборудования. Удовлетворительные эксплуатационные характеристики показали, например, пульсационные смесители-отстойники. Их достоинства — надежность в работе, простота обслуживания, низкая

чувствительность к флуктуациям дозируемых потоков. Благодаря дискретной структуре смесителей-отстойников осуществляемый в них процесс легко моделируется и фиксируется задаваемым на каждой технологической операции числом ступеней. Важно и то, что в смесительных камерах таких

также накопленный в промышленности опыт обеспечивают решение задач, выдвигаемых быстрым развитием атомной энергетики страны.

Регенерация топлива быстрых реакторов

Т а б л и ц а 4.2. Характеристика *n*-парафинов – разбавителя ТБФ

Показатель	Значение
Плотность, кг/м ³	750
Вязкость, м ³ /с:	
при 20 °С	$2,9 \cdot 10^{-6}$
при 50 °С	$1,7 \cdot 10^{-6}$
Температура вспышки, °С	98
Температура плавления, °С	-2
Состав, % (по массе):	
<i>n</i> -Парафины	98
<i>изо</i> -Парафины	1
Олефины	< 0,01
Ароматические соединения	≤ 0,5
Кислородсодержащие соединения	< 0,01

аппаратов может быть выдержано нужное соотношение фаз, а это дает возможность направленно учитывать межфазные явления и воздействовать на стабильность эмульсий в присутствии различных поверхностно-активных веществ.

Разработанные структура потоков и условия проведения процесса первого цикла обеспечили высокую селективность этой важной технологической стадии: коэффициенты очистки урана от нуклидов продуктов деления (Cs, Ru, PЗЭ и Се, Zr, Nb) составляют $10^5 - 10^6$. Это позволяет ограничиться только двумя циклами экстракции в линии каждого из выделяемых элементов. Вторые (аффинажные) циклы надежно обеспечивают необходимое качество получаемых продуктов.

Аффинаж Pu и Np осуществляют последовательным выделением из их совместного резкстракта первого цикла.

Исследования в области технологии переработки топлива АЭС с тепловыми реакторами проводятся с целью дальнейшего повышения экономичности технологических схем; вместе с тем уже достигнутый в этой области уровень фундаментальных исследований и практических разработок, а

Принципиальные преимущества атомной энергетики с быстрыми реакторами могут быть реализованы только при условии замкнутого топливного цикла и экономичной регенерации отработавшего топлива таких реакторов.

Успехи, достигнутые в развитии водно-экстракционной технологии, служат основанием для использования ее и для регенерации U – Pu топлива, хотя специфика отработавшего топлива быстрых реакторов существенно усложняет методы обращения с ними.

Эта специфика обусловлена: высоким массовым содержанием Pu (20 – 30%) в активной зоне быстрого реактора; глубоким выгоранием топлива (≥ 100 ГВт·сут/т) и как следствие – сложным количественным и качественным составом продуктов деления (общее накопление ПД в активной зоне достигает 80 – 90 кг/т); значительной радиоактивностью ($3,7 \cdot 10^{17}$ Бк/т при выдержке 0,5 года); высоким остаточным тепловыделением (30 Вт/кг). По экономическим соображениям при работе АЭС с быстрыми реакторами необходима минимальная задержка топлива во внешнем топливном цикле, т.е. переработка топлива должна осуществляться с минимальной выдержкой (3 – 6 мес), что усугубляет трудности регенерационных стадий.

Транспортирование топлива. Высокая активность и тепловыделение отработавшая ТВС быстрых реакторов резко увеличивают массу транспортного контейнера. Кроме защиты от γ -излучения требуется усиленная нейтронная защита. Перевозка возможна только "мокрым" способом (с заполнением полости контейнера водой) со специальными устройствами для сжигания водорода, образующегося в воде за счет ее радиолиза.

Если для транспортировки топлива быстрых реакторов с умеренной (более 1 года) выдержкой могут быть приспособлены (с

определенной модификацией) созданные для топлива тепловых реакторов контейнеры, то разработка контейнера для топлива с меньшей выдержкой является сложной инженерной задачей.

Подготовка ТВС к регенерации. Сборки твзлов необходимо предварительно обрабатывать паром или углекислым газом для удаления остатков теплоносителя (натрия). Последующее вскрытие ТВС может быть осуществлено известным методом рубки (при выдержке топлива 1 год и более). Для топлива с меньшей выдержкой необходима модификация агрегатов, обеспечивающая скоростную рубку (температура в центре сборки достигает 1000 °С).

Параллельно разрабатываются технология и оборудование расчехловки твзлов путем термического оплавления конструкционного материала ТВС. Это направление представляется перспективным, поскольку термические методы позволяют обрабатывать топливо с любой выдержкой, а достигнутые на укрупненных установках показатели (прямой выход 99,9%; захват стали топливом — около 3%; потери Pu в стали 0,005%, а в керамической футеровке — 0,025%) свидетельствуют о приемлемости использования подобных агрегатов в промышленных условиях.

Изучаются также и другие способы вскрытия твзлов, в частности лазерная резка, электродуговое разрушение, электрохимическое растворение ТВС (в последнем случае в раствор переходят и топливная композиция, и конструкционный материал).

Применительно к механической рубке или термическому оплавлению оболочек твзлов изучен процесс окислительной перекристаллизации топлива при температуре 450 — 550 °С с вибрационным воздействием. На этой операции происходит диспергирование топлива, отделение его от конструкционного материала, удаление газообразных и летучих продуктов деления, локализуемых в малых объемах. При этом из топлива удаляется до 99% ^3H , 40 — 98% Kr и Xe, 70 — 98% ^{131}I и ^{129}I , до 90% Ru.

Растворение топлива. Основная часть топливной композиции растворяется принятым для топлива быстрых реакторов методом — в азотной кислоте. Однако остающиеся нерастворимые осадки содержат

заметные количества Pu как в виде диоксида, так и включенного (при реакторном облучении) в сплавы с Mo, Pd, Ru, Tc. Переведение в раствор этой части Pu протекает с использованием сред с высокой химической активностью, в частности плавиковой кислоты. Это требует подбора конструкционных материалов емкостей, в которых ведется растворение с высокой коррозионной устойчивостью. Кроме того, отмечается заметный переход компонентов стали ТВС в растворы, а это усложняет в последующем обращение с отходами.

Для многокомпонентной системы, какой является суспензия — раствор от вскрытия топлива быстрых реакторов, сложнее решается и задача осветления. Высокая активность растворов, осадков делает необходимым использование на этой стадии материалов и реагентов (флокулянтов), устойчивых к излучению. Представляется предпочтительным применение высокоскоростных осветлительных центрифуг и двухстадийного (сначала "грубого" и затем "тонкого") процесса осветления.

Экстракционные процессы. Большая активность растворов топлива быстрых реакторов по сравнению с топливом тепловых реакторов, а также требование сокращения времени выдержки перед регенерацией обуславливают необходимость достижения коэффициентов очистки до 10^8 . Задача несколько упрощается при переработке топлива активной зоны совместно с топливом торцевых экранов, имеющим существенно меньшее накопление продуктов деления и Pu.

Разработанный экстракционный процесс включает по три цикла в линии каждого из элементов. В двух первых циклах Pu участвует вместе с ураном (рис. 4.4), причем на втором цикле Pu количественно переводят в резкстракт с частью урана — в соотношении U : Pu, равном 3 : 1, т.е. в соответствии с составом смешанного уран-плутониевого топлива. Для этого используют регулируемый процесс вытеснительной резкстракции. Разработан также вариант процесса с полным взаимным разделением U и Pu.

Для выбора оптимальных условий проведения этих процессов используется математическое моделирование. В основу математических моделей положены специально

полученные экспериментальные данные по распределению высоких концентраций плутония Pu (IV) и Pu (VI) в присутствии различных концентраций нитрата уранила и азотной кислоты.

Высокие концентрации Pu в рассматриваемых системах исключают использование

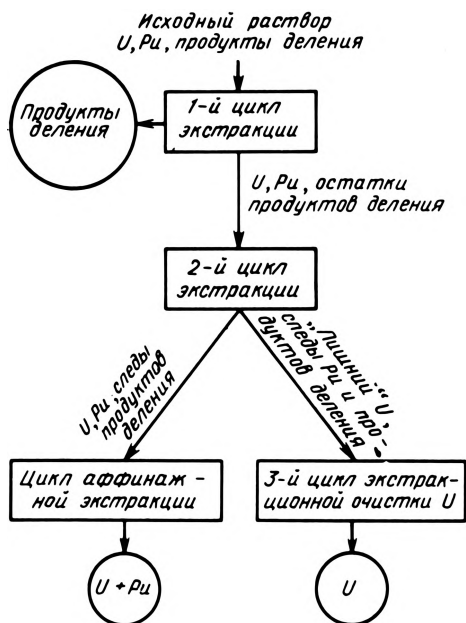


Рис. 4.4. Схема процесса экстракционной очистки U, Pu и оработавшего топлива быстрых реакторов

традиционных для технологии переработки топлива тепловых реакторов методов стабилизации состояний окисления Pu. Поэтому основное внимание уделяется электрохимическим и другим бессолевым методам. В условиях переработки топлива быстрых реакторов существенный вклад в процессы изменения валентных состояний урана, плутония и нептуния, а также некоторых продуктов деления вносят радиационно-химические процессы. В последние годы знания о таких процессах существенно расширены, а для ряда процессов созданы математические модели, позволяющие прогнозировать протекание этих процессов во времени при различных условиях облучения и различных составах растворов.

Известный недостаток широко используемого в процессах радиохимической технологии ТБФ — ограниченная совместимость

трибутилфосфатных комплексов Pu (IV) с углеводородными разбавителями — становится существенным при регенерации топлива быстрых реакторов с высоким содержанием Pu.

Для решения этой важной проблемы проведены физико-химические исследования по оптимизации структуры экстрагента. Учитывая необходимость сохранения экстракционных свойств эквивалентных ТБФ и изменяя химическую природу заместителей при центральном атоме (т.е. варьируя длину и структуру углеводородной цепочки в ряду химических аналогов ТБФ), удалось синтезировать образцы триалкилфосфатов с прогнозируемыми свойствами. Теоретической основой для этого явились результаты проводившихся в СССР в последнее десятилетие широких исследований по прогнозированию свойств экстрагентов на основании параметров их строения. Эти экстрагенты, имея идентичные с ТБФ характеристики экстракционной и удерживающей способности по отношению к актиноидам и продуктам деления, выгодно отличаются и существенно меньшей растворимостью в водных растворах. Последнее важно с точки зрения снижения потерь экстрагента, получения чистых по фосфору концентратов актиноидов, улучшения условий безопасного обращения с отходами технологии.

Для экстракционных систем проведены подробные исследования влияния высоких концентраций Pu и продуктов деления на радиолитические превращения. Определены границы применения для топлива быстрых реакторов смесительно-отстойных экстракторов, в которых радиолитический распад экстрагента не будет оказывать заметного влияния на показатели технологии (при условии более глубокой регенерации экстрагента в цикле или вне его).

Требование переработки топлива быстрых реакторов с минимальной выдержкой заставляет уделять большое внимание разработкам и исследованиям колонных и центробежных экстракторов, в которых обеспечиваются соответственно минутные и секундные времена контакта экстрагента с высокоактивными растворами. Это значительно упрощает проблемы водно-экстракционной технологии в условиях больших радиационных нагрузок, имеющих место

при переработке топлива с малым временем охлаждения.

Наличие макроколичеств Pu в средах с топливом быстрых реакторов обуславливает повышенные требования к обеспечению ядерной безопасности. Исследования предусматривают разработку оборудования безопасной геометрии, аппаратов с использованием материалов, поглощающих нейтроны. Технологические исследования также учитывают необходимость выполнения безопасных параметров процесса.

Для стадии растворения топлива разработан процесс с использованием гомогенно распределенных в водном растворе элементов — поглотителей нейтронов. Технологическими режимами преследуется цель — исключить условия, приводящие к гидролизу, полимеризации Pu и образованию осадков на его основе. Ранее упомянутые исследования по оптимизации экстрагента учитывали также предотвращение аварийной ситуации, связанной с образованием критичности в богатой плутонием "тяжелой" органической фазе. Резкое уменьшение количества экстрагента в цикле и сокращение времени контакта фаз при использовании центробежных экстракторов также существенно увеличивают безопасность технологии.

Все эти работы рассматриваются как первичные, обеспечивающие основные средства ядерной безопасности; дополнительными к ним являются разрабатываемые методы приборного контроля распределения и возможного накопления плутония.

Значительный объем исследований, выполненных для топлива быстрых реакторов по водно-экстракционной технологии, и промышленный опыт регенерации топлива тепловых реакторов являются основой, обеспечивающей возможность осуществления опытно-промышленной регенерации отработавшего уран-плутониевого топлива быстрых реакторов.

Неводные методы переработки. Наибольший объем исследований в этом направлении выполнен по газофторидной технологии. Начальными операциями разрабатываемой схемы являются вышеизложенные методы термической расчехловки ТВЭЛов (укрупненные эксперименты проведены на топливе реактора БОР-60, имеющего выгорание до 135 ГВт·сут/т и выдержку

3–6 мес) и окислительной перекристаллизации. На установке "Фрегат" отработаны технологические операции "урановой" части программы комплексных исследований: фторирование в реакторе периодического действия; сорбция UF_6 на фтористом Na; десорбция и повторная сорбция UF_6 на NaF; десорбция-конденсация UF_6 и переоконденсация в транспортный контейнер. Суммарные коэффициенты очистки урана от продуктов деления составили около 10^6 , степень извлечения 99,4 – 99,6% (безвозвратные потери 0,4 – 0,5%).

Проводятся также исследования с уран-плутониевым топливом. Завершение предусмотренного комплекса работ позволит объективно оценить, в какой мере газофторидная технология сможет конкурировать с водно-экстракционной.

Извлечение долгоживущих нуклидов из рафинатов экстракционной технологии. Отработавшее топливо АЭС — уникальный потенциальный источник ряда элементов, имеющих практическое значение для использования в народном хозяйстве. В их числе: Am, Cm, Sr, Cs, Ce, Pm, Tc, Pd и др.

По принятой водной технологии большинство из них поступает в рафинаты первого цикла экстракции и с ними — в высокоактивные отходы. Благородные элементы частично остаются в нерастворимых остатках процесса растворения топлива. Технеций в значительной степени соэкстрагируется с U и Pu, частично остается в рафинатах.

При разработке способов извлечения отдельных элементов основное внимание уделено экстракционным методам. Типичным процессом, позволяющим решать одновременно несколько задач, является процесс, основанный на использовании диалкилфосфорных кислот, в частности ди-2-этил-гексилфосфорной кислоты (Д2ЭГФК).

Рафинаты первого цикла упаривают с целью удаления HNO_3 до остаточного содержания 0,2 – 0,3 моль/л (одновременно решается задача регенерации HNO_3 для повторного использования ее в технологии).

Из подготовленного раствора совместно экстрагируют Am, Cm, редкоземельные элементы и Sr, используя 0,6 моль/л Д2ЭГФК в смеси с *n*-парафиновым разбавителем. Из экстракта последовательно

резкстрагируют: Sr — разбавленной (менее 0,1 моль/л) HNO_3 ; Am и Cm — 0,8 моль/л молочной кислотой в присутствии 0,05 моль/л диэтилентриаминпентаацетата натрия и РЗЭ — 3 моль/л азотной кислотой.

В схеме достигаются приемлемо высокий выход элементов (90 — 96%) и высокие для одной стадии коэффициенты очистки продуктов деления (более 10^5 для Sr и 10^6 для Am, Cm).

Систематические исследования были проведены по технологии извлечения трехвалентных актиноидов и редкоземельных элементов с использованием систем на основе ТБФ с повышенной его концентрацией (более 40%). При низкой кислотности растворов (0,1 — 0,5 моль/л) в присутствии высаливателя (3 — 6 моль/л NaNO_3) возможна количественная экстракция трансплутониевых элементов и редкоземельных элементов и последующее фракционное их разделение: вначале резкстрагируют Am и Cm раствором, содержащим высаливатель и комплексон (диэтилентриаминпентауксусную кислоту), затем раствором 3 моль/л HNO_3 извлекают из экстракта редкоземельные элементы.

Положительные результаты получены по разрабатываемой схеме выделения цезия и стронция с использованием полиэдрального карборана: при экстракции из нескорректированных по азотной кислоте растворов достигнуто извлечение элементов более 99% с очисткой от сопутствующих продуктов деления 10^3 — 10^4 .

Исследованы методы и получены положительные результаты по экстракции Tc трибутилфосфатом и аминами; Pd — триалкилфосфиноксидами, ТБФ и трибутилтиофосфатом, нитратами четвертичных аммониевых оснований и диалкилсульфидами.

Проведенный комплекс исследований методов выделения из высокоактивных рафинатов сопутствующих урану и плутонию ценных элементов позволяет выбрать наиболее рациональные пути решения этих задач.

В целом проведенный комплекс исследований позволяет решить проблему промышленной переработки топлива АЭС с быстрыми реакторами (с учетом регенерации урана и плутония и выделения трансплутониевых и осколочных элементов).

4.2. Переработка, хранение и захоронение радиоактивных отходов ядерного топливного цикла

Радиоактивные отходы образуются на всех стадиях — от добычи руды до эксплуатации АЭС и установок по регенерации ядерного топлива, включая снятие АЭС и предприятий топливного цикла с эксплуатации. За текущее десятилетие активность радиоактивных отходов, накопленных в результате работы АЭС, составит свыше 10^{19} Бк. При этом основное количество радионуклидов содержится в твэлах и поступает на установки по регенерации. Свыше 99% продуктов деления попадает в высокоактивные отходы, т.е. отходы, активность которых превышает 10^{10} Бк/л и может достигать 10^{13} Бк/л.

Наряду с высокоактивными отходами при регенерации отработавшего топлива образуются отходы среднего и низкого уровня активности: растворы от отмывки экстрагентов, пульпы неорганических и органических сорбентов, которые используются для очистки вод бассейнов хранилищ твэлов, растворы после дезактивации и др. Происхождение этих отходов обуславливает в отличие от высокоактивных большее разнообразие их химического состава, в том числе вредных для окружающей среды солей и органических соединений.

Очистка, концентрирование и хранение жидких радиоактивных отходов. Отходы низкого уровня активности (удельная активность менее 10^5 Бк/л) характеризуются относительно большими объемами и малой засоленностью. Для их переработки не применяется дистилляция ввиду ее энергоемкости. Основными методами очистки отходов этой группы являются коагуляция и ионный обмен. Очищенная от радионуклидов и солей вода сбрасывается в окружающую среду или возвращается для повторного использования. Образующийся концентрат радионуклидов в виде пульпы или растворов регенератов переходит в категорию среднеактивных отходов.

Отходы среднего уровня активности (удельная активность от 10^5 до 10^{10} Бк/л), как правило, отличаются сравнительно высоким солесодержанием. Растворы подвергают концентрированию методом упаривания, которое обычно проводят в две ступе-

ни: дистилляция для очистки основной массы воды и доупаривание для максимального сокращения объема концентрата. Концентраты (кубовые остатки) и пульпы фильтроматериалов поступают на хранение в емкости из нержавеющей стали, конструкция которых предусматривает передачу содержимого в резервные емкости и на установки отверждения. С целью безопасности установлен максимальный срок эксплуатации емкости — 20 лет, после чего емкость освобождается от отходов и консервируется.

Отходы высокого уровня активности (удельная активность более 10^{10} Бк/л) концентрируются методом упаривания, так как высокий уровень активности исключает применение других методов. Конденсат после упаривания присоединяется к средне- и низкоактивным отходам. Кубовый остаток (концентрат) поступает на отверждение или на временное хранение в специальные резервуары емкостью от нескольких десятков до сотен кубических метров. На условия хранения жидких высокоактивных отходов существенное влияние оказывают два фактора: саморазогрев за счет энергии, выделяемой в результате распада радионуклидов, и радиоллиз составных частей отходов, который приводит к образованию газообразных продуктов (в том числе водорода) и может вызвать появление твердой фазы. В связи с этим хранение жидких отходов требует постоянного охлаждения, продувки через емкость над поверхностью растворов воздуха или инертного газа, поддержания нужной кислотности, чтобы не допустить выпадения осадков.

Срок надежной изоляции радиоактивных отходов от окружающей среды, определяемый наличием долгоживущих радионуклидов, а также стабильных химических соединений, должен быть вечным. Ввиду необходимости периодической замены емкостей и постоянного строгого контроля в процессе эксплуатации постоянное хранение отходов в жидком виде не допускается.

Отверждение высокоактивных отходов. Для надежной изоляции от окружающей среды радиоактивные отходы переводят в твердые формы, к которым предъявляются следующие требования: высокая химическая стабильность, возможно более низкая

скорость выщелачивания радионуклидов, термическая и радиационная стойкость, обеспечивающая стабильность отходов в процессе хранения, соответствие теплофизических параметров условиям отвода тепла в процессе хранения.

Для высокоактивных отходов необходимо проведение процесса отверждения при температуре, обеспечивающей полное удаление свободной, кристаллизационной и конституционной воды (не ниже $400 - 500^{\circ}\text{C}$), разложение подверженных радиолизу солей (например, нитратов) и сплавление с добавками, снижающими температуру плавления и способствующими образованию химически устойчивых соединений радионуклидов. При этом необходимым условием является прочное удержание в твердом материале практически всех радионуклидов, в том числе ^{137}Cs , ^{106}Ru и ^{99}Tc , способных образовать соединения с повышенным давлением пара.

В процессе переработки высокоактивных отходов могут быть получены стекло- и минералоподобные материалы, удовлетворяющие требованиям наиболее безопасного захоронения радионуклидов. Высокая устойчивость стеклоподобных материалов обусловлена полимерным строением стекловидной фазы с преобладанием ковалентных связей. Высокая устойчивость минералоподобных материалов обеспечивается высокотемпературным синтезом прочных соединений радионуклидов. В состав отходов обычно входят соединения элементов различных групп Периодической системы, в том числе с ограниченной растворимостью в фосфатных и силикатных расплавах (например, соединения элементов VI — VIII групп). Многозарядные ионы обладают высоким поляризующим действием и легко образуют центры кристаллизации. Некоторая часть окислов может оставаться в расплаве в виде дискретных матриц [окислы рутения, палладия, шпинели $(\text{Mg}, \text{Fe})\text{O}$, $(\text{Al}, \text{Tc})_2\text{O}_3$ и др.]. Благодаря этому получаемые в результате отверждения материалы являются стеклокристаллическими с различным (в зависимости от состава и режима получения) количеством стекловидной и кристаллической фазы. Зачастую изучение зависимости вязкости расплава от температуры свидетельствует о наличии ликвации уже в расплавленном состоянии, что харак-

терно для расплавов металлургических шлаков.

В СССР разрабатываются аппаратурно-технологические схемы и создаются установки для переработки высокоактивных отходов с получением фосфатных и боросиликатных стеклоподобных материалов.

Наиболее проработана аппаратурно-технологическая схема с осуществлением процесса обезвреживания, кальцинации и плавления в одном аппарате с непрерывной подачей жидких отходов и флюсующих добавок непосредственно в керамический плавитель, изготовленный из огнеупорных материалов. Подвод тепла и необходимая для проведения процесса температура достигаются пропусканием переменного электрического тока через расплав стекломассы. Для получения фосфатного стекла жидкие отходы предварительно смешивают с ортофосфорной кислотой и в виде гомогенного продукта подают в плавитель на поверхность расплава. Плавитель имеет две зоны: варочную и выработочную, соединенную донным перетоком. Отходы подаются в варочную зону. По мере накопления стекломассы готовый расплав из смонтированного на определенном уровне в выработочной зоне сливного отверстия сливается в металлическую емкость объемом 200 л.

Процесс осложняется в случае контакта водяных паров с поверхностью расплава: в этом случае увеличивается унос с парогазовой фазой компонентов жидких отходов (механический унос) и компонентов расплава благодаря образованию аэротропных смесей водяного пара с отдельными компонентами расплава. Во избежание этого процесс ведется таким образом, что между подаваемыми жидкими отходами и расплавом постоянно находится слой кальцинированного материала; аэрозольный унос при этом не превышает 0,5 %.

Для исключения образования легколетучей RuO_4 одновременно с жидкими отходами в плавитель подается восстановитель, в качестве которого используется меласса, содержащая до 50 % сахарозы $\text{C}_{12}\text{H}_{22}\text{O}_{11}$. Меласса частично восстанавливает и окислы азота, что сопровождается выделением тепла. Это позволяет уменьшить подводимую мощность тока к электродам и удель-

ный расход электроэнергии примерно в 2 раза. Выделяющиеся газообразные продукты реакции приводят к разрыхлению кальцината и появлению на поверхности расплава пенообразной массы, высота которой влияет на температуру отходящих газов, что позволяет регулировать скорость подачи жидких отходов. Кроме того, пенообразная масса позволяет удерживать летучие соединения цезия (окись, перекись и др.), которые образуются при разложении нитрата цезия и диссоциации соединений цезия в расплаве. Таким образом, проведение процесса с восстановителем снижает унос ^{137}Cs с 0,6 – 1,0 до 0,05 – 0,1 % и ^{106}Ru – с 70 – 80 до 4 – 5 %. Продолжительная эксплуатация опытного керамического плавителя продемонстрировала надежную работу установки и ее системы газоочистки, возможность дистанционного контроля за ходом процесса и управления им с помощью автоматики. Это позволило рекомендовать ее для проведения опытно-промышленных работ с реальными отходами.

Наряду с фосфатными материалами отрабатывается технология получения в керамическом плавителе боросиликатного стеклоподобного материала с использованием в качестве флюса боросодержащего минерала – датолита и двуокиси кремния.

Для увеличения ресурса работы плавителя проведены исследования различных огнеупоров для кладки печи и материалов для электродов. Показано, что наибольшую устойчивость в фосфатном и боросиликатном расплаве имеют огнеупоры типа бакора и хром – алюминокониевой керамики. Для фосфатных расплавов в качестве электродов могут быть использованы молибден (при этом содержание иона железа в расплаве ограничивается 1,5 % и сульфат-иона – до 0,3 %) и диоксид олова. Для боросиликатных расплавов могут быть использованы также некоторые хромоникелевые сплавы.

Стремление уменьшить габариты плавителя с целью возможности его дистанционной замены и захоронения приводит к разработке аппаратурно-технологических схем, в которых процесс обезвреживания и кальцинации отходов осуществляется в отдельном аппарате. Одной из первых была разработана и испытана в стендовых условиях установка с использованием на первой

стадии кальцинации в псевдоожоженном слое.

Разрабатываются также процессы применительно к горизонтальным вращающимся кальцинаторам и вертикальным распылительным кальцинаторам. Сравнение трех типов кальцинаторов показало, что наиболее интенсивно процесс осуществляется в аппарате кипящего слоя. Однако последний требует строгого контроля и сложной системы управления: температуры, скорости псевдоожожения, скорости подачи отходов, их концентрации, химического состава и др. Процесс наиболее чувствителен к химическому составу отходов. Более прост по конструкции и в управлении процессом распылительный кальцинатор. В этом случае отходы распыляют через форсунку в нагретую металлическую камеру, где мелкие капли отходов моментально испаряются, и по мере падения частицы соли подвергаются кальцинации. Тепло подводится через стенку. Мелкодисперсные частицы кальцината попадают на металлокерамический фильтр, после которого объединяются в единый поток с более крупными частицами, непрерывно выгружаемыми из аппарата. Наряду с распылительным кальцинатором опытную проверку проходит горизонтальный кальцинатор, в котором отходы без распыления подаются во вращающуюся (или неподвижную с вращающимся внутри шнеком) трубу. Этот процесс отличается большой мобильностью по отношению к составу отходов и меньшим по сравнению с распылительными методами объемом паргазового потока, но более сложным конструктивным оформлением.

При выборе плавителя, дезактивация которого практически исключена, предусматривалась возможность его дистанционного удаления в защитном контейнере. С учетом высокой коррозионной активности стеклоподобных расплавов и необходимости проведения процесса при температуре не ниже 900°C выбор материала плавителя является одним из важнейших моментов обеспечения надежности работы установки. Другим важным моментом является выбор надежного нагревателя, при этом необходимо равномерного распределения температур в объеме расплава практически исключает использование печей сопротивления. Надежность работы и равномерность нагре-

ва достигаются использованием индукционных нагревателей. В установке с "кипящим слоем" были проведены испытания тигля из огнеупорной керамики с индукционным нагревом. Более надежным и технологичным является использование прямого индукционного плавления в "холодном" (водоохлаждаемом) тигле. Объемный характер нагрева расплава высокочастотным полем позволяет интенсифицировать процесс плавления, а отсутствие непосредственного контакта расплава с материалом тигля в результате образования гарнисажа создает условия для решения проблемы коррозии материала плавителя.

Опытами, проведенными в экспериментальных "холодных" тиглях при остекловывании модельных кальцинированных отходов, показано, что процесс остекловывания может проводиться в широком интервале температур, вплоть до 1700°C . Это позволяет расширить класс и улучшить свойства материалов, разрабатываемых для фиксации радиоактивных отходов. Индукционной плавкой в экспериментальных тиглях были получены блоки легкоплавких и высокотемпературных стеклоподобных материалов, в также стеклокристаллических алюмосиликатных материалов пироксенового типа и минералоподобных материалов типа гранатов и моноцита.

Техноэкономическая оценка метода остекловывания по сравнению с хранением жидких высокоактивных отходов в емкостях показала, что себестоимость остекловывания 1 м^3 высокоактивных отходов ниже себестоимости хранения их в емкостях на 12%, приведенные затраты ниже в 2,2 раза.

Отверждение среднеактивных отходов. Для надежного захоронения жидких среднеактивных отходов разработаны технология и аппаратура отверждения методом битумирования. Она позволяет при нагревании до $160 - 180^{\circ}\text{C}$ фиксировать отходы различного состава, в том числе ионообменные смолы, отходы, обогащенные нитратами, хлоридами, сульфатами и другими солями, с получением концентрата с достаточно высокой гидростойкостью. Метод прошел промышленную проверку на АЭС и может быть использован на других предприятиях, которые имеют отходы среднего уровня активности.

Учитывая, что стеклоподобные материалы отличаются от битумных компаундов меньшим объемом, меньшей скоростью выщелачивания радионуклидов, отсутствием требований к пожаробезопасности при транспортировке и захоронении и т.п., рассматривается возможность использования технологии остекловывания для отверждения среднеактивных отходов. Исследовательские и опытные работы ведутся применительно к аппаратурно-технологической схеме с керамическим плавителем, аналогичной разработанной для высокоактивных отходов. Исследуется конечный продукт — боросиликатный стеклоподобный материал. В качестве флюсующих добавок исследованы минерал дадолит, кремнезем, флюорит, суглинки. Основное внимание уделяется поведению в процессе остекловывания сульфатов, фторидов и хлоридов (которые могут в заметных количествах находиться в составе среднеактивных отходов) и разработке условий их максимального включения в конечный продукт. Исследовательские и опытные работы продолжают.

Хранение и захоронение отвержденных радиоактивных отходов. Свойства отвержденных высокоактивных отходов должны соответствовать двум возможным условиям хранения: выдержке в наземных хранилищах при высоких температурах и захоронению в геологические формации при снижении температуры и возможном контакте с водой.

Механизм выщелачивания радионуклидов, влияния β - и γ -излучений и температуры хранения были изучены ранее. Поведение при хранении отвержденных отходов исследуют с учетом структуры, состава, условий получения и хранения. Особое внимание обращено на поведение отходов при захоронении в различные грунты, в том числе при гидротермальных условиях, т.е. при повышенных давлениях (до 5 МПа) и температуре до 175 °С. Установлено, что устойчивость в гидротермальных условиях увеличивается в ряду: фосфатные — боросиликатные — минералоподобные материалы.

Существенное влияние имеет "тепловое прошлое", т.е. температура и продолжительность не только хранения отвержденного материала, но и расплава. Так, при увеличении выдержки фосфатного распла-

ва до 200 ч (что достигается в керамическом плавителе) после его охлаждения образуется материал с более энергетически выгодным расположением микроструктур и соответственно более высокой химической, радиационной и термической устойчивостью.

Проведено изучение химической устойчивости различных отвержденных отходов в грунтовых водах различного состава с различным значением pH и предложена математическая модель процесса выщелачивания и оценки степени заражения воды при захоронении в полупроницаемые геологические формации.

При хранении отходов, особенно высокоактивных, возникает проблема отвода тепла, выделяющегося при радиоактивном распаде радионуклидов. Были изучены различные способы отвода этого тепла. При захоронении в геологические формации приходится считаться с допустимым температурным воздействием на грунт. Это приводит к необходимости предварительного хранения с усиленным теплоотводом. Установлено, что для отходов с удельным тепловыделением до 10^5 Вт/м³ наиболее целесообразно использовать хранилище с воздушным охлаждением, предложена конструкция хранилища.

Изучаются условия захоронения отвержденных отходов в поверхностные слои почвы и в глубокие скважины, образованные в различных геологических формациях: глинах, солях, гранитах. Так, например, с целью экономического составления методов захоронения в скважины и в глинистые грунты проведен эксперимент с тепловым моделированием, позволивший разработать математическую модель температурного поля вокруг скважины.

4.3. Радиоактивные отходы АЭС, их хранение и переработка

По мере развития атомной энергетики увеличивается актуальность переработки радиоактивных отходов, образующихся в процессе эксплуатации АЭС, АСТ и АТЭЦ. Эти отходы делятся на три основные группы: жидкие, твердые и газообразные.

Жидкие отходы. Технология переработки жидких радиоактивных отходов и хранения

образующихся при переработке концентратов зависит от классификации этих отходов и путей их образования на АЭС.

Жидкие отходы классифицируются по ряду показателей:

по величине удельной активности $A_{уд}$: низкоактивные с $A_{уд}$ до $3,7 \cdot 10^5$ Бк/л (10^{-5} Ки/л);

среднеактивные с $A_{уд}$ от $3,7 \cdot 10^5$ до $3,7 \cdot 10^{10}$ Бк/л (от 10^{-5} до 1 Ки/л);

высокоактивные с $A_{уд}$ $3,7 \cdot 10^{10}$ Бк/л (более 1 Ки/л);

по фазовому состоянию: гомогенные (растворы) и гетерогенные (пульпы и шламы);

по засоленности: солевые (как правило, к ним относят отходы с концентрацией солей более 1 г/л) и малосолевые (с концентрацией солей менее 1 г/л).

Объемы отходов, образующихся на АЭС, довольно велики и могут достигать 100 000 м³/год на энергоблок с реактором РБМК-1000 и 40 000 м³/год на энергоблоки с реакторами ВВЭР-440 и ВВЭР-1000.

Гетерогенные отходы, включающие в себя пульпы отработавших фильтроматериалов — ионообменных смол, перлита, активированного угля, а также шламы солей гидроокисей, характеризуются, как правило, удельной активностью от $3,7 \cdot 10^6$ до $3,7 \cdot 10^9$ Бк/л (10^{-4} — 10^{-1} Ки/л).

Гомогенные отходы включают растворы от регенерации ионообменных смол; растворы от дезактивации оборудования, трубопроводов, контура помещений и спецодежды; протечки оборудования и коммуникаций контуров теплоносителя.

Гомогенные отходы характеризуются сложным составом, и концентрации солей в них колеблются в широких пределах. Как правило, им присущи высокая засоленность (до 50 г/л в регенерационных растворах) и относительно низкая активность — от $3,7 \cdot 10^2$ до $3,7 \cdot 10^5$ Бк/л (10^{-8} — 10^{-5} Ки/л).

Любая схема обезвреживания жидких отходов должна обеспечивать решение двух основных задач:

очистку от всех присутствующих в них загрязнений с получением воды, пригодной для последующего использования в качестве оборотной;

получение минимального по объему концентрата, подлежащего временному хранению в емкостях на территории АЭС и

последующему отверждению и захоронению.

Эти задачи успешно решаются на АЭС с использованием схемы переработки, основанной на следующих технологических операциях: сбор и усреднение жидких отходов; упаривание; доочистка конденсата на обезмасливающем и ионообменных фильтрах; включение концентратов отходов (кубовых остатков от упаривания и пульп фильтроматериалов) в битум; хранение битумного компаунда.

Эксплуатация очистных установок показала, что упаривание экономически оправдано при содержании солей в жидких отходах выше 1 г/л. При этом концентрация солей в кубовом остатке возрастает в 50 — 100 раз (до солесодержания 250 г/л), а конденсат очищается от радиоактивности на 4 порядка. Упаривание проводится, как правило, в две стадии: в первой стадии производится очистка, во второй — концентрирование. Однако в настоящее время наметилась тенденция к упрощению системы упаривания — переходу на одноступенчатый процесс. Упариванию сопутствуют нежелательные явления — пенный унос, связанный с наличием СПАВ, а также зарастание греющих поверхностей выпарных аппаратов и коммуникаций выдачи кубового остатка солями с пониженной растворимостью. Для устранения пенного уноса нашел применение гидродинамический способ, а для увеличения степени концентрирования разработан режим упаривания в азотнокислой среде.

При упаривании в конденсат отгоняется практически весь аммиак, содержащийся в жидких отходах. Это приводит к его накоплению в системе спецдоочистки. В настоящее время на Кольской АЭС внедрен ректификационный способ выведения аммиака из системы, который позволяет значительно сократить количество регенератов, образующихся при ионообменной очистке конденсатов.

После очистки от масла на угольном или перлитном фильтре конденсат поступает на H^+ - и OH^- -ионирование для доочистки от радиоактивных и солевых примесей, находящихся в ионной форме. Очищенный конденсат практически полностью используется для нужд АЭС, а кубовый остаток направляется на отверждение.

Прачечные воды в количестве $25 \text{ м}^3/\text{сут}$ на блок в настоящее время упариваются отдельно или вместе с трапными водами. Однако наличие большого количества СПАВ в них ведет также к ухудшению качества битумного компаунда, получающегося при отверждении кубового остатка. С целью уменьшения количества СПАВ в кубовом остатке разработана технология выделения нерадиоактивной составляющей из вод спецпрачечной, содержание радионуклидов в которой меньше ДКБ и которая сбрасывается в фекальную канализацию после выделения из нее СПАВ флотацией. Реализация этой схемы позволяет в 6 раз сократить масштабы упаривания прачечных вод и на 50% содержание в них СПАВ.

С целью дальнейшего снижения отходов на АЭС предусматривается также использование электродиализной технологии, позволяющей извлекать и повторно использовать калиевую и натриевую щелочи, борную и азотную кислоты.

Использование в схеме обезвреживания жидких отходов АЭС для отверждения концентратов этих отходов метода битумирования вызвано следующим: универсальностью битума как связующего (в него могут быть включены практически все виды жидких отходов); хорошими характеристиками получаемого при этом битумного компаунда; простотой аппаратурного оформления технологического процесса.

Процесс битумирования включает в себя отгонку воды и смешивание сухого остатка с битумом. В результате получают битумный компаунд, обладающий следующими свойствами:

1) высокой водоустойчивостью, т.е. скоростью выщелачивания радионуклидов, не превышающей $10^{-4} \text{ г}/(\text{см}^2 \cdot \text{сут})$;

2) достаточной радиационной устойчивостью, при которой облучение с суммарной дозой 10^5 Гр не приводит к разрушению компаунда и ухудшению его водоустойчивости;

3) биологической устойчивостью, при которой захораниваемый материал обладает по крайней мере фунгистатическими свойствами, т.е. не способствует росту микрофлоры;

4) устойчивостью к детонации и пониженной воспламеняемостью.

Изучение всех перечисленных вопросов

как в лабораторных, так и в полевых условиях на реальных радиоактивных жидких отходах показало, что всем указанным требованиям удовлетворяют битумные компаунды со степенью наполнения по сухому остатку щелочных растворов от 40 до 60% (оптимальная степень наполнения 50%).

Образующийся компаунд передается в могильник для окончательного захоронения.

Сочетание свойств компаунда с защитными свойствами инженерного барьера (хранилища или могильника) и геологической среды (окружающего могильник грунта) обеспечит надежную локализацию радионуклидов в месте захоронения на требуемый период.

По месту размещения могильники делаются на региональные и могильники, размещенные на территории АЭС. В настоящее время для захоронения отвержденных радиоактивных отходов принят вариант наземных или слабозаглубленных бетонных могильников, расположенных на территории АЭС, причем более экономичным является вариант, при котором отвержденные отходы помещаются в отсеки могильников, образуя монолит. Однако в отдельных случаях, например для АСТ и АТЭЦ, расположенных близ крупных городов, необходима предварительная упаковка отвержденных отходов в специальные емкости (бочки) для их вывоза и захоронения.

Первая промышленная установка битумирования радиоактивных отходов АЭС роторно-пленочного типа и поверхностный могильник с заливкой компаунда в бетонные отсеки эксплуатируются на Ленинградской АЭС с 1984 г.

Установки этого типа производительностью от 200 до 500 л/ч являются типовыми и используются на АЭС с реакторами РБМК и ВВЭР.

Твердые отходы. Быстрый темп развития атомной энергетики в СССР сопровождается ростом объема образующихся твердых радиоактивных отходов. Только на крупных АЭС ежегодно образуется от 2000 до 3000 м^3 твердых отходов.

Все твердые отходы классифицируют по уровням загрязнения их радиоактивными нуклидами на три группы: низкоактивные, среднеактивные и высокоактивные. На АЭС сортировка этих отходов по группам радио-

активной загрязненности производится в соответствии с санитарными правилами (табл. 4.3).

При переработке твердых отходов они сортируются на местах образования по видам, соответствующим методам перера-

Т а б л и ц а 4.3. Классификация твердых радиоактивных отходов

Группа твердых радиоактивных отходов	Мощность дозы γ -излучения на расстоянии 10 см от поверхности отходов, мбэр/ч	Удельная активность β -излучения, Ки/кг	Удельная активность α -излучения, Ки/кг
I	0,03–30	$2 \cdot 10^{-6}$ – $1 \cdot 10^{-4}$	$2 \cdot 10^{-7}$ – 10^{-5}
II	30–1000	10^{-4} – $1 \cdot 10^{-1}$	10^{-5} – 10^{-2}
III	1000	10^{-1}	10^{-2}

ботки: сжигаемые, прессуемые, дезактивируемые и не подлежащие переработке.

Металлические дезактивируемые отходы I и II групп загрязненности разделяются на стали и цветные металлы и сплавы. Это определяется различием методов дезактивации и требованиями, определяющими возврат их в народное хозяйство.

Разработанные методы и аппаратурно-технологические схемы переработки твердых отходов преследуют цель уменьшения их массы, объема и локализации в них радиоактивных веществ. Промышленное применение нашли методы прессования, сжигания горючих отходов и для лома металлов и сплавов — дезактивация с целью возврата их в народное хозяйство.

Прессование твердых отходов перед помещением в хранилища и могильники осуществляется на установке, разработанной на базе горизонтального пакетировочного гидравлического пресса. Установка развивает давление 4,9 МПа, ее производительность по отходам достигает 3 м³/ч при коэффициенте уменьшения объема от 2 до 10.

Сжигание твердых горючих отходов осуществляется в двухкамерной печи, облицованной огнеупорным кирпичом. В первой камере печи происходит сжигание, во второй — дожиг уносимых из первой камеры газообразных продуктов и крупнодисперсных аэрозолей. Печь работает на жидком топливе и оборудована сухой системой

газоочистки. Имеются узел загрузки твердых отходов в крафт-мешках и узел виброзолоудаления. Производительность печи 80 кг/ч, рабочая температура камеры сжигания 900–950 °С, удельный расход топлива 0,25 кг/кг отходов. Уменьшение объема отходов при сгорании достигается в среднем 50. Вместо печного топлива могут сжигаться загрязненные масла АЭС, в том числе содержащие до 50% воды. Зола, образующаяся в результате сжигания твердых отходов, может быть включена в битум или цемент. При содержании в этих связующих соответственно 50 и 40% золы компанд имеет хорошую водоустойчивость [скорость выщелачивания радионуклидов 10^{-4} – 10^{-5} г/(см²·сут)].

Разработаны способы очистки металлических отходов I и II групп загрязненности и ведется подготовка к организации специализированных участков по переработке демонтируемого оборудования АЭС. Аппаратурно-технологическая схема включает: разборку механизмов и арматуры; резку крупногабаритного оборудования; сортировку по видам металлов; дезактивацию; переплавку части металла под слоем флюсов; возврат до 90% ценных металлов в народное хозяйство и хранение неперерабатываемой части металла в бетонных могильниках. Изучается вопрос о целесообразности переработки загрязненной кабельной продукции. При переработке металлических отходов и кабельной продукции может использоваться серийно выпускаемое и часть нестандартного оборудования.

Локализация радионуклидов перед транспортировкой твердых отходов может проводиться нанесением пленкообразующих составов. Отходы транспортируются в герметичных контейнерах. Крупногабаритное оборудование перед транспортировкой тщательно герметизируют, для чего заглушают и заваривают все отверстия, а наружные поверхности предварительно дезактивируют до требуемых норм.

Таким образом, общая схема переработки твердых отходов включает следующие операции:

сбор и сортировка по группам загрязненности и методам переработки;
транспортировка к хранилищу твердых отходов или к участку переработки;

сжигание органических твердых отходов с включением золы в цементную или битумную матрицу;

прессование твердых отходов, не подлежащих сжиганию;

дезактивация металлического лома;

помещение твердых отходов в бетонные гидроизолированные хранилища.

Газообразные отходы. Радиоактивные выбросы от АЭС в атмосферу складываются из выбросов летучих веществ и аэрозолей.

К радиоактивным летучим веществам, т.е. веществам, присутствующим в сбросных газах в виде газообразных примесей, относят тритий, радиоактивные изотопы ксенона, криптона, йода. Все остальные радионуклиды — осколки деления ядер, продукты активации и α -активные изотопы — присутствуют в газовых выбросах в виде аэрозолей.

Газовые сбросы в атмосферу предварительно очищаются от радионуклидов. Методы аэрозольной очистки, как правило, зависят не от изотопного состава частиц, а от их агрегатного состояния.

В условиях АЭС, когда выбросы содержат большое число мелкодисперсных радиоактивных частиц и требуется обеспечить высокие коэффициенты очистки от аэрозолей, преимущественное распространение получили фильтры из ультратонких волокон.

Для отделения твердых частиц в СССР применяются большей частью фильтры, изготовленные из синтетических волокон. Они стойки к парам кислот и радиоактивным излучениям и выпускаются в различных типоразмерах. Высокие коэффициенты очистки, которые обеспечивают эти фильтры, удовлетворяют требованиям атомной промышленности.

В различных технологических процессах на АЭС образуются жидкие аэрозоли. Для фильтрации их существуют две возможности:

1) повышение температуры, при которой вода испаряется, а растворенное вещество превращается в твердый сухой аэрозоль. Сухой аэрозоль может улавливаться затем на обычных аэрозольных фильтрах;

2) фильтрация жидких аэрозолей на высокоэффективных самоочищающихся фильтрах.

На АЭС ведется также очистка от йода-131, имеющего период полураспада 8 сут, и других короткоживущих изотопов йода. Для этой цели на АЭС применяются фильтры-адсорберы с активным углем.

В большинстве случаев йод присутствует в выбросах не только в виде молекулярного йода, но также в виде соединений, главным образом в виде метилиодида. Последний и другие органические соединения сорбируются на активном угле значительно хуже, чем молекулярный йод.

В этих случаях для улавливания применяется импрегнированный уголь. Уголь импрегнируется веществами, способными химически связать метилиодид, или веществами, способными с помощью изотопного обмена извлечь радиоактивный изотоп из газообразных соединений, заменяя его на стабильный изотоп ^{127}I .

Специальная радиохроматографическая газоочистная система (РХГС) предназначена для улавливания всех радионуклидов, выделяющихся из теплоносителя ядерного реактора, а также для устранения свободного водорода, образующегося в теплоносителе вследствие радиолитического распада воды. Она включает системы дожигания водорода, удаления влаги, фильтрации аэрозолей на самоочищающемся фильтре.

Окончательная осушка газа происходит на цеолитовых колоннах. Удаление водяных паров — необходимое условие для работы основного аппарата системы РХГС — угольного адсорбера. В нем происходит адсорбция многочисленных изотопов криптона, ксенона и йода. Адсорбер рассчитан так, чтобы радиоактивные изотопы криптона, ксенона и йода, фронтом продвигаясь в адсорбере, успевали в большей части распасться до выхода из адсорбера. Долгоживущий изотоп ^{85}Sr выходит из адсорбера, практически не распадаясь, но его доля в общей сумме изотопов невелика.

Такой адсорбер может работать непрерывно в течение многих лет, не нуждаясь в регенерации адсорбента.

Все вышеописанные средства газоочистки обеспечивают достаточную очистку газообразных выбросов АЭС.

Следует отметить, что с применением средств газоочистки активность газовых выбросов на АЭС при нормальной ее работе значительно ниже санитарных норм.

РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ И ОХРАНА ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ

5.1. Радиационная безопасность АЭС

С первых шагов развития атомной промышленности вопросы защиты человека от излучения и предотвращения попадания радионуклидов в окружающую среду находились в центре внимания. Проблемы безопасности решались одновременно с технологическими проблемами. Сюда следует отнести как всю совокупность медико-биологических вопросов, включающих в себя изучение механизма воздействия излучения на человека и установление норм радиационной безопасности, так и разработку способов защиты от излучений и радиоактивных веществ и способов предотвращения поступления радионуклидов в окружающую среду.

Эти усилия привели к созданию системы нормативных и регламентирующих документов, определяющих предельно допустимые дозы облучения, допустимые уровни поступления радиоактивных веществ в окружающую среду в виде газозвдушных выбросов, жидких и твердых отходов, требования к технологии, аппаратурным, конструкторским и строительным решениям, к выбору мест размещения ядерных установок и защитным мероприятиям.

Безопасность современных АЭС обеспечивается совокупностью технических, организационных, санитарно-гигиенических и других мер, направленных на максимально возможное уменьшение радиационного воздействия в нормальных режимах эксплуатации, на предотвращение аварий, а в случае их возникновения — на защиту эксплуатационного персонала, населения и окружающей природной среды, сведения к минимуму последствий аварий.

Основное количество искусственных радионуклидов образуется при эксплуатации АЭС за счет ядерных реакций, происходящих в ядерном топливе, и нейтронной

активации материалов. Конструкция АЭС призвана обеспечить локализацию огромного количества образующихся искусственных радионуклидов внутри активной зоны реактора и производственных помещений станции.

Первые санитарные правила и нормы, касающиеся работы с радиоактивными веществами, были разработаны в 1953 г., когда шла подготовка к пуску Первой АЭС. Позже, в период проектирования Белоярской и Нововоронежской АЭС, были изданы "Санитарные правила работы с радиоактивными веществами и другими источниками ионизирующих излучений. СП-333-60".

В 1965 г. при Министерстве здравоохранения СССР была создана Национальная комиссия по радиационной защите (НКРЗ), на которую возложено обобщение данных по научному обоснованию принципов радиационной защиты и разработка норм и правил радиационной безопасности. Комиссией подготовлены "Нормы радиационной безопасности НРБ-69" и действующие в настоящее время НРБ-76, выпущены также "Основные санитарные правила работы с радиоактивными веществами и другими источниками ионизирующих излучений. ОСП-72/80".

В развитие основных положений этих документов были выпущены "Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных электростанций. СПП АЭС-68 и СП АЭС-79", содержащие требования по обеспечению радиационной безопасности персонала АЭС и населения, проживающего в районе их размещения, а также требования по охране окружающей среды. Необходимо подчеркнуть, что в отличие от аналогичных международных нормативов перечисленные выше документы носят законодательный, а не рекомендательный характер.

Основные принципы радиационной защиты, применяемые в СССР при нормировании радиационных факторов, основаны на известных положениях Международной комиссии по радиационной защите (МКРЗ) и НРБ-76: непревышение установленного дозового предела; исключение всякого необоснованного облучения; снижение дозы облучения до возможно низкого уровня.

При проектировании АЭС формирование защиты от проникающих излучений производится дифференцированно, исходя из значения мощности эквивалентной дозы на рабочих местах в различных помещениях станции с учетом категории работающих, характера работы и назначения помещения.

Кроме того, при проектировании АЭС предусматривается проведение технологических и ремонтных операций таким образом, чтобы индивидуальная доза персонала была меньше предельно допустимых доз. Это ограничение создает резерв по индивидуальной дозе персонала на случай ликвидации возможных аварийных ситуаций и изменения радиационной обстановки при многолетней эксплуатации АЭС. При этом следует указать, что предельно допустимые дозы относятся к суммарным дозам от всех источников излучения (кроме естественного фона и облучения при медицинских процедурах), которые широко используются в различных сферах человеческой деятельности. В целях защиты населения и охраны окружающей среды в СП АЭС-79 установлены пределы доз (ПД), обусловленные всей суммой газоаэрозольных выбросов и жидких радиоактивных сбросов АЭС, которые составляют лишь 5% предела дозы для населения, согласно НРБ-76. Фактические же дозы на местности, обусловленные радиоактивными отходами действующих АЭС, значительно меньше, чем указанные в СП АЭС-79 пределы дозы для ограниченной части населения.

В СП АЭС-79 предусмотрено создание такой системы технической безопасности, которая должна обеспечить защиту населения при максимальной проектной аварии (МПА).

При выборе доз аварийного облучения руководствовались, во-первых, чрезвычайно малой вероятностью аварии, которая привела бы к таким дозам; во-вторых, сопоставимостью с пределами доз для от-

дельных лиц из населения, установленными в НРБ-76, где приняты ПД = 0,5 бэр/год (5 мЗв/год) или 30 бэр (0,3 Зв) при хроническом облучении за всю жизнь, что, по мнению МКРЗ, по биологическому эффекту сопоставимо с дозой 10 бэр (0,1 Зв) при кратковременном облучении; в-третьих,

Т а б л и ц а 5.1. Активность среднесуточного допустимого выброса АЭС

Нуклиды	Для АЭС мощностью до 6 ГВт (эл.)	Для АЭС мощностью более 6 ГВт (эл.)
	Ки (ГБк) / [ГВт (эл.)·сут]	Ки (ГБк) / сут
Инертные радиоактивные газы	500 (1,9·10 ⁴)	3000 (1,1·10 ⁵)
¹³¹ I (все формы)	0,01 (0,37)	0,06 (2,2)
Смесь долгоживущих нуклидов	0,015 (0,55)	0,09 (3,3)
Смесь короткоживущих нуклидов	0,2 (7,4)	1,2 (44)

сопоставимостью с ПДД для профессиональных работников при нормальной эксплуатации АЭС.

Наряду с дозовыми пределами вводятся также производные величины — допустимые выбросы (ДВ) и допустимые сбросы (ДС), а также контрольные выбросы и сбросы. Строго говоря, ДВ должны соответствовать таким выбросам, которые в условиях радиологического равновесия во внешней среде не должны создавать дозы, превосходящие предел дозы (ПД). В СП АЭС-79 допустимые выбросы рассчитаны с учетом уже достигнутых фактических выбросов действующих АЭС, которые существенно меньше расчетных значений ДВ (табл. 5.1).

Радиометрический и дозиметрический контроль

Одним из важнейших мероприятий в системе радиационной безопасности на АЭС является правильно организованный тщательный дозиметрический и радиометрический контроль за состоянием радиационной обстановки в производственных поме-

щениях и дозой облучения персонала, за санитарно-радиационным состоянием окружающей территории и объектов внешней среды.

Радиационный контроль осуществляется службами дозиметрии АЭС и органами Государственного санитарного надзора, т.е. промышленно-санитарными лабораториями санэпидемстанций медицинских учреждений.

На АЭС этот контроль включает измерения: индивидуальной дозы внешнего облучения; мощности эквивалентной дозы γ - и нейтронного излучения, а также плотности потока нейтронов и β -частиц; концентрации и нуклидного состава радиоактивных газов и аэрозолей в воздухе производственных помещений; уровня загрязнения радиоактивными веществами рабочих поверхностей, строительных конструкций и оборудования, кожных покровов, производственной и личной одежды персонала; активности и нуклидного состава газоаэрозольных выбросов и жидких сбросов во внешнюю среду; содержания радиоактивных веществ в различных объектах внешней среды.

Специальные службы, оснащенные современной дозиметрической и спектрометрической аппаратурой, ведут контроль во внешней среде за мощностью дозы и годовой дозой излучения на местности, определяют концентрацию радионуклидов в атмосферном воздухе, почве, растительности, воде открытых водоемов, в продуктах питания и кормах местного производства.

Необходимо подчеркнуть, что строгое выполнение всех требований СП АЭС-79, безусловно, гарантирует радиационную безопасность персонала АЭС и населения, проживающего в районе их размещения.

Опыт эксплуатации АЭС показывает, что определяющим производственным фактором радиационного воздействия на персонал является γ -излучение. Современные технические решения радиационной защиты, правильная организация работ и соблюдение мер безопасности обеспечивают ограничение дозовых нагрузок значениями, существенно ниже предельно допустимой дозы (ПДД), равной 5 бэр/год, а именно в среднем 0,3 – 0,8 бэр/год.

Известно, что основное облучение персонала АЭС происходит при проведении ре-

монтных работ, когда число лиц, работающих в условиях повышенных значений радиационных факторов, возрастает в 2–2,5 раза.

Сокращение времени и объема обслуживания радиационно опасного оборудования должно быть достигнуто за счет повышения

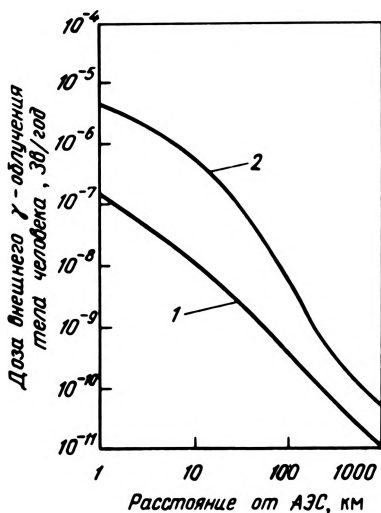


Рис. 5.1. Доза облучения за счет γ -излучения облака выброса и радиоактивных выпадений для АЭС с ВВЭР (1) и РБМК (2)

его надежности, рациональной компоновки оборудования, обеспечения его доступности, использования автоматических устройств, робототехники и дистанционных механизмов. Применение средств АСУ и вычислительной техники обеспечит оперативность и снижение трудоемкости радиационного контроля.

Главными методами диагностики являются медицинская рентгенология и обследования с помощью меченых атомов. Число рентгенологических обследований в СССР возросло до 950 на 1000 человек. Этот рост происходит несмотря на появление новых эффективных средств диагностики.

Стало очевидным, что из всех видов радиационного воздействия на население медицинское облучение является одним из ведущих антропогенных факторов. Изменение структуры рентгенологических обследований в сторону уменьшения рентгеноскопий и увеличения числа рентгенографий и флюорографий приводит к некоторому снижению

нию дозы облучения населения. Однако она остается достаточно высокой. Так, средняя эквивалентная доза за счет рентгенологических обследований в СССР составляет 140 мбэр/год (1,4 мЗв/год). Для сравнения укажем, что вклад атомной энергетики в облучение, т.е. ее доля в облучении насе-

Таким образом, значимость ингаляционного поступления в организм человека радиоактивных продуктов газозеролевых выбросов АЭС при нормальной работе реактора незначительна.

Следует отметить, что приведенные на рис. 5.1 и 5.2 значения дозы на два и более порядков ниже допустимых (20 мбэр/год), установленных в СП АЭС-79.

Медико-санитарные службы, созданные при АЭС, — это многопрофильные лечебно-профилактические учреждения. Они уделяют особое внимание персоналу АЭС, для которого обязательными являются входной медицинский осмотр при приеме на работу, а также ежегодные периодические медицинские осмотры в целях выявления начальных проявлений возможного воздействия неблагоприятных профессиональных факторов.

5.2. Ядерная и техническая безопасность АЭС

Анализ причин и возможных источников радиационной опасности на АЭС позволяет выделить две группы режимных условий ее эксплуатации, принципиально различающихся характером возникающей опасности и как следствие — техническими мерами, устраняющими ее. Различают условия нормальной эксплуатации и аварийные. Эффективность разработанных и применяемых мер нейтрализации радиационной опасности ядерной установки при ее нормальной эксплуатации проверяется ежедневно в процессе работы станции. Радиационную опасность в аварийных условиях следует отнести к категории потенциальной опасности, которая может проявиться при серьезных повреждениях в системах и оборудовании станции. Закономерным является то, что вероятность возможной аварии уменьшается по мере увеличения масштабов ожидаемых последствий. По этой причине разработанные меры нейтрализации аварийной опасности очень редко проверяются на практике. Как правило, противоаварийные меры безопасности обеспечиваются определенной логикой построения схемных решений, расчетным и модельным экспериментальным обоснованием, а также определенной логикой эксплуатации и обслужи-

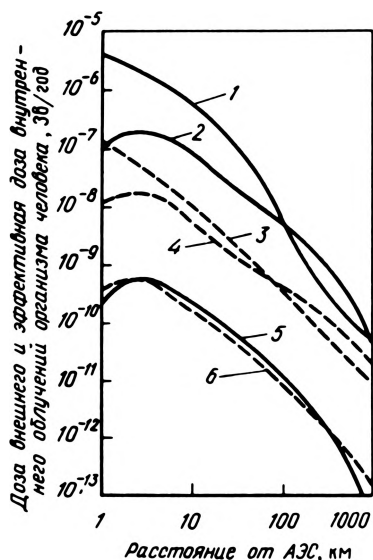


Рис. 5.2. Сравнительная оценка дозовых нагрузок на население за счет газозеролевых выбросов различных реакторов:

1, 2, 5 — внешнее, внутреннее пероральное и ингаляционное облучение для РБМК; 3, 4, 6 — внешнее, внутреннее пероральное и ингаляционное облучение соответственно для ВВЭР

ния, достигает лишь сотых долей процента указанной величины.

Уровни радиационного воздействия АЭС на население невозможно измерить современными средствами, они оцениваются только расчетным путем.

Результаты расчетов представлены на рис. 5.1 и 5.2, где дозы внешнего облучения организма человека сопоставлены с дозой внутреннего облучения органов и тканей за счет ингаляции и перорального поступления радионуклидов. Дозовые нагрузки на легкие, желудочно-кишечный тракт, щитовидную железу, гонады, другие органы и ткани организма человека, обусловленные ингаляционным поступлением радионуклидов, показаны в зависимости от расстояния до АЭС. Доза внутреннего облучения указанных органов на два и более порядков ниже дозы γ -излучения облака выброса.

вания систем станции, включающей в себя меры профилактики, проверку надежности средств безопасности и т.п.

Основной безопасностью станции является ее безаварийная нормальная эксплуатация. Это положение стало основой разработки и внедрения специальных подходов и требований к конструированию оборудования, применяемым материалам, допустимому уровню дефектности, качеству изготовления. Был разработан "атомный" уровень требований, существенно превышающий уровень требований традиционной энергетики.

К концу 60-х — началу 70-х годов на основании накопленного опыта завершилась разработка и началось внедрение специальных нормативно-технических документов, формулирующих соответствующие требования, условно называемые требованиями "технической безопасности".

Одним из основных документов в области технической безопасности являются "Правила устройства и безопасной эксплуатации оборудования атомных электростанций, опытных и исследовательских ядерных реакторов и установок". Правила распространяются на реакторы, парогенераторы, сосуды, корпуса насосов и арматуры и на трубопроводы, работающие под давлением, первого и второго контуров АЭС с водо-водяными и уран-графитовыми реакторами. В документе содержатся основные требования к конструкции корпусов, трубопроводов, сварных соединений, оговорены требования к материалам, применяемым для изготовления, монтажа и ремонта оборудования и трубопроводов, указаны характеристики механических свойств, которые необходимо определять при внедрении в производство новых материалов. Правила устанавливают требования к технологии изготовления и монтажа оборудования и трубопроводов, к методам и объему контроля сварных соединений, к характеристикам арматуры, контрольно-измерительных приборов и предохранительных устройств, определяют порядок регистрации, технического освидетельствования и эксплуатации оборудования, а также порядок допуска персонала к обслуживанию оборудования.

Из других документов, относящихся к этой же области обеспечения безопасности АЭС, следует указать "Основные положения

по сварке и наплавке узлов и конструкций атомных электростанций, опытных и исследовательских ядерных реакторов и установок (ОП 1513—72)" и "Правила контроля сварных соединений и наплавки узлов и конструкций атомных электростанций, опытных и исследовательских ядерных реакторов и установок (ПК 1514—72)", введенные в действие в 1974 г.

В период подготовки к широкому использованию атомной энергии в народном хозяйстве был разработан *регламентирующий документ, занимающий центральное место в системе нормирования безопасности АЭС*: "Общие положения обеспечения безопасности атомных электростанций при проектировании, сооружении и эксплуатации" (издан в 1973 г. с индексом ОПБ—73).

В Общих положениях рассмотрены аспекты безопасности, вытекающие из специфики АЭС как источника ионизирующих излучений и радиоактивных веществ.

Действие этого документа распространяется на станции со всеми типами реакторов, предназначенных для промышленного использования в атомной энергетике СССР в ближайшем будущем.

Согласно Общим положениям все устройства и системы станции разделяются на три группы.

К первой группе относятся системы (устройства) нормальной эксплуатации, т.е. системы и оборудование, необходимые для осуществления технологических процессов при нормальной эксплуатации (активная зона, контуры теплоносителя, системы контроля и автоматического управления, системы переработки и хранения радиоактивных отходов и т.п.). Как правило, именно неполадки в устройствах нормальной эксплуатации становятся исходными событиями развития аварийных режимов.

Ко второй группе относятся защитные системы (устройства), включающие системы и оборудование, предусмотренные для предотвращения повреждения реактора или его активной зоны при нарушениях нормального протекания технологических процессов из-за эксплуатационных ошибок или выхода из строя какого-либо оборудования (системы и устройства аварийной остановки реактора и аварийного включения оборудования, аварийного охлаждения ак-

тивной зоны, предохранительные сбросные устройства).

К третьей группе относятся локализующие системы (устройства), ограничивающие распространение радиоактивных веществ, которые в процессе аварии могут выйти за пределы границ, предусмотренные нормальной эксплуатацией (герметичные помещения первого контура, системы охлаждения помещений и снижения давлений в помещениях, системы очистки выбросов и т.п.).

Общие положения определяют, что системы и компоненты АЭС, влияющие на безопасность, должны проектироваться, изготавливаться и монтироваться с учетом таких природных явлений, как землетрясения, ураганы, наводнения, ветер и др.

В качестве максимально возможной аварии в Общих положениях в настоящее время рассматривается в проекте авария с разгерметизацией циркуляционного контура в виде мгновенного поперечного разрыва трубопровода, наиболее опасная по радиационным последствиям.

Важное место в системе обеспечения безопасности атомных станций занимают "Правила ядерной безопасности атомных электростанций. ПБЯ-04-74", введенные с 1975 г., которые регламентируют вопросы безопасности АЭС, связанные с предотвращением потери контроля и управления цепной реакцией деления в активной зоне реактора и исключением возможности образования критической массы при перегрузках, транспортировании и хранении тепловыделяющих сборок и проведении монтажных и ремонтных работ. Эти правила устанавливают основные технические требования к конструкции реакторной установки и системам, обеспечивающим ядерную безопасность. В этом документе оговорен порядок ввода АЭС в эксплуатацию, а также приведен перечень документации, необходимой для проведения пуска станции и ее эксплуатации.

Система нормативных документов по безопасности постоянно совершенствуется и дополняется, охватывая все важные области деятельности по созданию АЭС от проектирования до эксплуатации, включая снятие с эксплуатации.

В действующем основном документе ОПБ-82 уточнено и расширено понятие

"ядерная безопасность", которое подразумевает исключение любых аварий, связанных с повреждением тепловыделяющих элементов или с потенциально опасным облучением персонала, вызванным нарушением теплоотвода от твэлов, нарушением контроля и управления цепной реакцией деления в активной зоне реактора, образованием критической массы при перегрузке, транспортировании и хранении твэлов.

Сооружение двух атомных станций теплоснабжения (АСТ) в Горьком и Воронеже сопровождалось разработкой и внедрением ряда дополнительных требований и технических решений, повышающих безопасность этих АСТ и обеспечивающих устойчивость реакторных установок и станций по отношению к широкому диапазону возможных отказов, повреждений оборудования и внешних воздействий. Особое значение имеет обеспечение средств контроля и диагностики состояния оборудования и его ремонта в процессе эксплуатации, подготовка высококвалифицированного персонала и др.

В дополнение ко всем этим мерам и средствам обеспечения безопасности разработаны и утверждены "Планы мероприятий по защите персонала и населения на случай аварии", которыми определены действия оперативного персонала, должностных лиц АЭС, медико-санитарных служб, местных советских органов, служб гражданской обороны по ограничению и локализации возможных аварий, обеспечению постоянной готовности медсанслужб к оказанию экстренной помощи. Созданы бригады специалистов по ликвидации последствий аварии с ежегодным проведением ими тренировочных занятий.

Уроки аварии IV блока Чернобыльской АЭС

26 апреля 1986 г. на IV блоке Чернобыльской АЭС произошла крупная авария с разрушением активной зоны реактора и выбросом в окружающую среду и атмосферу значительного количества радиоактивных веществ. Авария привела к радиоактивному загрязнению территории вокруг станции и в 30-километровой зоне

от центра аварии, к выселению из этой зоны проживавшего на ней населения.

Большие усилия были приложены к тому, чтобы осуществить безопасное захоронение "навечно" разрушенного реакторного блока. С этой целью в кратчайшие сроки в труднейших условиях строители воз-

причиной аварии явилось крайне маловероятное сочетание нарушений порядка и режима эксплуатации, допущенных персоналом энергоблока. Катастрофические размеры авария приобрела в связи с тем, что реактор был приведен персоналом в такое нерегламентное состояние, в котором су-



Рис. 5.3. Саркофаг IV блока Чернобыльской АЭС

вели уникальное сооружение — железобетонный саркофаг (рис. 5.3), закрывший аварийный блок. Авария на IV блоке заставила внимательно рассмотреть всю существующую систему обеспечения безопасности АЭС, с тем чтобы устранить все слабые звенья в этой системе.

Изучение причин и характера протекания аварии и ее последствий позволило выделить важные факторы и наметить меры, направленные на дальнейшее повышение безопасности АЭС, на полное исключение таких значительных последствий, которые имела эта авария.

Авария на IV блоке Чернобыльской АЭС относится к классу аварий, связанных с вводом избыточной реактивности. Перво-

начально существенно усиливалось влияние положительного коэффициента реактивности на рост мощности. Создатели реактора и реакторного энергоблока не предусмотрели защитных систем безопасности, способных предотвратить аварию при имевшем месте наборе нерегламентированных отключений технических средств защиты и нарушений регламента эксплуатации, поскольку такое сочетание событий считалось невозможным.

Анализ показывает, что существующие нормативные требования, связанные с безопасностью, в основном не нуждаются в пересмотре. Однако их практическая реализация требует более тщательного контроля. Необходимо поднять качество подготовки и переподготовки персонала, усилить

авторский надзор со стороны конструкторов и проектировщиков и осуществлять строгий контроль за качеством изготовления оборудования, монтажа и проведением пусконаладочных работ.

После аварии на Чернобыльской АЭС осуществляются мероприятия по повышению безопасности АЭС, которые могут быть разделены на два этапа.

Первый этап, который был выполнен до детального научно-технического анализа протекания аварии, по результатам первичной информации относится к действующим АЭС с реакторами РБМК и включает оперативные мероприятия для предотвращения режимов, которые непосредственно предшествовали аварии.

Второй этап — мероприятия, разработанные по результатам и выводам научно-технического анализа протекания аварии на IV блоке Чернобыльской АЭС и относящиеся к повышению безопасности АЭС всех типов. Эти мероприятия обеспечивают безопасную работу АЭС с реакторами РБМК. Для АЭС с ВВЭР и другими типами реакторов намечена реализация предусмотренных мероприятий по повышению безопасности, основанных на последних достижениях науки и техники, на многостороннем опыте эксплуатации АЭС и на использовании больших возможностей диагностики состояния металла трубопроводов и оборудования, а также устройств автоматического управления технологическими процессами. Урок Чернобыля потребовал также введения уточнений в действующие нормативные документы.

Необходимы большая техническая подготовленность к возможным случаям неожиданного развития аварий, более тщательный анализ весьма маловероятных аварий, но грозящих тяжелыми последствиями. При этом предметом особого внимания должна стать готовность к быстрейшему устранению таких последствий.

Особое и важное место занимает система контроля и государственного надзора за обеспечением безопасности АЭС на всех стадиях. В настоящее время два государственных органа обеспечивают надзор за выполнением специальных требований и условий, обеспечивающих безопасное развитие атомной энергетики: Государственный санитарный надзор СССР в составе Минис-

терства здравоохранения (соблюдение санитарных правил и норм радиационной безопасности) и Государственный комитет СССР по надзору за безопасным ведением работ в атомной энергетике (соблюдение требований ядерной и технической безопасности при проектировании, сооружении и эксплуатации АЭС). Госатомэнергонадзор СССР, являясь общесоюзным органом, подчиненным Правительству, осуществляет координацию деятельности в области атомной энергетики всех других надзорных органов.

5.3. Охрана окружающей среды

Радиоэкологические особенности топливного цикла атомной энергетики. Производство атомной энергии обеспечивается деятельностью нескольких отдельных стадий ядерно-топливного цикла (рис. 5.4). Начальные этапы ядерно-топливного цикла характеризуются наличием в сырье только естественных долгоживущих изотопов урана, тория, радия и продуктов их распада. На последующих же этапах в больших количествах образуются искусственные радионуклиды с различными периодами распада. Выделяются следующие этапы ядерно-топливного цикла: добыча и переработка урановых руд; обогащение урана изотопом ^{235}U , изготовление тепловыделяющих элементов и сборок; транспортирование и хранение отработавшего ядерного топлива; переработка облученного ядерного топлива; хранение и захоронение радиоактивных отходов.

Поступление естественных радиоактивных нуклидов в окружающую среду обусловлено тремя основными источниками: твердые, жидкие и газообразные отходы от добычи и переработки урановых руд; фосфорные минеральные удобрения и продукты переработки фосфорного сырья; твердые, жидкие и газообразные отходы тепло- и электростанций, использующих органическое топливо.

Отходы добычи и переработки урановых руд содержат ^{230}Th , ^{226}Ra , ^{210}Po , ^{210}Pb и природный уран. При этом основное количество этих элементов находится в шахтных водах и отходах гидрометаллургических заводов. В газовоздушных выбро-

сах определяющим веществом становится радон. Однако в связи с малым периодом распада его воздействие ограничено в основном санитарно-защитной зоной. Вместе с тем необходимо отметить, что облучение человека за счет радона проявляется и в глобальном масштабе. Это связано с тем, что практически во всех строительных материалах, удобрениях, почве, воде присутствует радий и, следовательно, радон.

Оценка поступления урана и радия в окружающую среду из различных источников показала, что в настоящее время наибольшее количество естественных радиоактивных нуклидов поступает с фосфорными удобрениями. Существенный вклад в глобальные выбросы радона вносит и теплоэнергетика, так как в органическом топливе содержатся значимые количества естественных радиоактивных нуклидов. Естественный радиационный фон складывается за счет многих других источников, которые имеют глобальный характер и связаны с присутствием естественных радиоактивных нуклидов практически во всех природных минералах.

С учетом того, что в ядерно-топливном цикле образуются наибольшие количества радиоактивных отходов, разработаны специальные правила обращения с ними и хранения. При этом принимаются меры по снижению выделения в атмосферу радона, так как он труднее всего улавливается и вносит наибольший вклад в коллективную дозу. Использование современных методов обработки, очистки и захоронения этих отходов позволяет снизить до допустимого уровня их влияние в глобальном масштабе.

Этапу обогащения урана изотопом ^{235}U и изготовлению твзлов и ТВС предшествует переработка урановых концентратов в гексафторид урана, его очистка. В настоящее время для АЭС производится разделение изотопов природного урана в целях получения обогащенного продукта с содержанием изотопа ^{235}U до 1,6 – 4,4%. После этого обогащенный гексафторид урана переводят в диоксид, из которого изготавливают таблетки для заполнения твзлов.

Большая часть радиологически значимых естественных радиоактивных нуклидов отделяется от урана на гидрометаллургических заводах. На этом этапе поступление радионуклидов в окружающую среду значи-

тельно меньше, чем на других этапах. Использование высокоэффективных систем пылеулавливания и очистки вод от соединений урана делает этот этап практически безопасным.

В процессе эксплуатации АЭС за счет нейтронной активации материалов и проис-

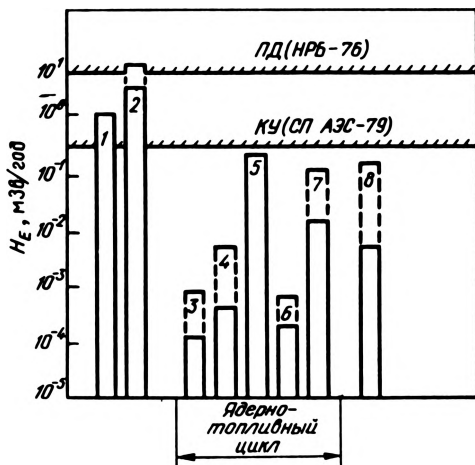


Рис. 5.4. Сравнение мощности индивидуальных эффективных доз облучения населения вблизи предприятий ядерно-топливного цикла и ТЭС на угле с естественным и техногенно измененным фонами и допустимыми уровнями облучения (АЭС с реактором ВВЭР или РБМК и ТЭС на угле мощностью 1 ГВт (эл.)), пунктиром показан разброс величины H_E , обусловленный разбросом исходных данных для некоторых источников радиоактивности: ПД – предельно допустимый уровень; КУ – контрольный уровень:

1 – естественный радиоактивный фон; 2 – техногенно измененный фон; 3 – предприятия начальной стадии ядерно-топливного цикла (добыча урановой руды, завод по обогащению урановой руды, изготовление твзлов и ТВС и т.д.); 4 – АЭС (нормальный режим работы); 5 – радиохимический завод; 6 – параметр отработанного ядерного топлива; 7 – захоронение высокоактивных отходов; 8 – ТЭС на угле

ходящих ядерных реакций в топливе образуется основное количество искусственных радионуклидов. Но при нормальной эксплуатации АЭС радиоактивное воздействие на окружающую среду незначительно.

Фактические выбросы радиоактивных веществ при эксплуатации в СССР АЭС значительно меньше установленных пределов. Сопоставляя значения нормализованных выбросов отечественных и зарубежных

АЭС, можно отметить, что выбросы отечественных реакторов сравнимы с усредненными выбросами зарубежных АЭС.

Одним из главных принципов обеспечения радиационной безопасности водной среды в районах расположения АЭС является замкнутый цикл использования воды в технологических контурах. Однако в период проведения ремонтных работ, а также при неполадках в режиме эксплуатации энергоблока возможно образование некоторого количества избыточных, дебалансных вод. Источниками их являются трапные, дезактивационные воды, воды спецрабочей и лабораторных раковин, прошедшие цикл спецочистки.

Основной вклад в активность дебалансных вод вносит тритий. Активность коррозионных элементов, в основном ^{60}Co , составляет $10^{-6} - 10^{-3}$ Ки/год от одного энергоблока. Содержание продуктов деления также невелико и в основном определяется ^{137}Cs и ^{131}I . Приведенные данные относятся к установившемуся режиму работы АЭС. В первые один-два года после пуска АЭС величины этих сбросов по осколочным и наведенным радионуклидам примерно на порядок выше.

Наибольшее количество радиоактивных веществ в окружающую среду может поступать с газообразными выбросами.

Принимаемые меры по очистке и локализации жидких и газообразных отходов позволяют обеспечить надежную защиту окружающей среды от радиоактивных веществ при эксплуатации АЭС.

Твердые отходы не представляют какой-либо существенной опасности на этой стадии ядерно-топливного цикла. В зависимости от типа реактора и условий эксплуатации их количество колеблется, но не превышает $3 \text{ м}^3 / [\text{МВт}(\text{эл.}) \cdot \text{год}]$. Основное количество радиоактивных веществ [до $200 \text{ Ки} / (\text{МВт} \cdot \text{год})$] переходит в твердые отходы при обезвреживании жидких и газообразных отходов. Отходы низкой активности захораниваются на территории АЭС. Отходы средней и высокой активности захораниваются в централизованных могильниках на длительное время.

На всех АЭС проводится тщательный дозиметрический и спектрометрический контроль за всеми радиационными компонентами в районе размещения станций до

расстояний 30–50 км от АЭС. Результаты измерений концентраций радионуклидов в атмосферном воздухе, воде, почве, растениях, сельскохозяйственных продуктах, гидробионтах, продуктах питания (молоке, мясе), а также годовые дозы внешнего облучения практически полностью определяются естественным излучением и радиоактивным загрязнением от проведенных в 1950 – 1960 гг. наземных ядерных взрывов. Повышенные уровни радиоактивного загрязнения объектов внешней среды осколочными и наведенными радионуклидами, образовавшимися при работе АЭС, наблюдаются лишь на промышленной площадке и в отдельных случаях на прилегающей к ней территории в пределах санитарно-защитной зоны.

Переработка отработавшего ядерного топлива связана со значительным концентрированием в одном месте больших количеств радионуклидов, которые при переработке на радиохимическом заводе переводятся в другие агрегатные состояния. Это приводит к возможности их выброса с отходами в окружающую среду. От завода производительностью 1500 т/год в атмосферу поступают основное количество радиоактивных благородных газов, а также тритий, углерод, йод, цезий, стронций, плутоний.

Радиоактивные выбросы такого завода значительно выше, чем на АЭС, но их воздействие на человека остается в допустимых пределах и составляет 10% дозы, обусловленной естественным радиационным фоном.

Наиболее радиологически значимыми в жидких отходах являются H , ^{137}Cs , ^{106}Ru , ^{90}Sr , ^{129}I , количество которых определяется технологией переработки топлива.

Все системы очистки выбросов и сбросов предусматривают перевод радионуклидов в твердую фазу с последующим их захоронением на длительный период в хранилищах различного типа.

Основные направления деятельности по охране окружающей среды. Атомная энергетика представляет собой такой специфический род производственной деятельности, когда в производственном цикле создаются новые химические элементы, не присутствующие в сколь-либо значимых количествах в окружающей среде. В этой связи к

ней в первую очередь применяются требования по созданию малоотходных или безотходных технологий.

Применительно к ядерно-топливному циклу решение проблемы предотвращения загрязнения окружающей среды сводится к созданию замкнутых систем водопользования с многократным использованием воды в производстве за счет ее локальной очистки и последующим повторным возвратом в производство. Подобный принцип используется и в отношении газовоздушных и твердых отходов. При этом принимаются меры по снижению объема отходящих газов, раздельной очистке низко- и высококонцентрированных газовых потоков с извлечением и повторным использованием ценных компонентов, по применению для целей газоочистки не чистой воды, а технологических сред. В отношении твердых отходов — это снижение объема поступающих на захоронение отходов, извлечение из них всех ценных и полезных компонентов, использование их в качестве строительных материалов, надежная локализация в подземных хранилищах.

Локализация отходов. На всех этапах ядерно-топливного цикла основная часть радионуклидов из жидких и газообразных отходов переводится в твердые, которые захораниваются в сооружениях различного типа. Общим требованием к ним является высокая надежность всех конструктивных элементов, обеспечивающих длительную изоляцию радионуклидов от окружающей среды.

Наибольшее по массе количество твердых отходов образуется на стадии добычи и переработки урановых руд. При карьерном способе отработки месторождений большая часть отходов представляет собой вскрышные породы, складирование или использование которых не требует каких-либо специальных ограничений. Лишь 10–15% отходов представляют собой породы с повышенной радиоактивностью. При шахтном способе используются наиболее прогрессивные схемы вскрытия, обеспечивающие значительное снижение объема отходов и руды, попадающей на гидрометаллургический завод. Для снижения объема перерабатываемой руды широко используются методы сортировки и обогащения, позволяющие на 30–40% снизить объемы рудной массы, направляемой на завод.

Отходы от гидрометаллургической переработки урановых руд в виде пульп, как правило, нейтрализуются и поступают в хвостохранилище. Снижение воздействия на окружающую среду достигается выделением твердой фазы и использованием ее для приготовления твердеющей закладки, стабилизацией хвостов известью, цементом и другими веществами с последующей засыпкой поверхности хвостохранилища различными материалами толщиной 2–6 м.

При работе АЭС и переработке отходов твердые отходы образуются из разных источников. В основном это отработанные ионообменные смолы, технологические осадки и концентраты упаривания, некоторые структурные компоненты активной зоны, ветошь и т.п. Большая часть этих отходов классифицируется как среднеактивные, т.е. отходы, содержащие значительные концентрации искусственных радиоактивных нуклидов.

Низкоактивные отходы образуются за счет проведения ремонтных работ на станции и представляют собой в основном защитные материалы различного характера (сталь, бетон и т.п.).

Отходы высокой удельной активности, образующиеся при переработке облученного топлива, направляются на захоронение. Жидкие отходы предварительно отверждаются.

Основной принцип обращения с этими радиоактивными отходами — максимально допустимое концентрирование и многобарьерная защита. Так, за счет использования самых совершенных процессов объем твердых отходов на АЭС значительно ниже, чем на ТЭС.

Замкнутые водооборотные циклы. На всех этапах ядерно-топливного цикла в качестве основной технологической жидкости используется вода. В результате контакта с различными веществами происходит ее загрязнение радиоактивными веществами. Поэтому на всех производствах предусмотрены методы очистки воды от всех видов загрязнений. При этом основным требованием остается создание замкнутых циклов водопотребления, при которых очищенная вода не сбрасывается в открытые водоемы, а повторно используется в производственных процессах. Такой подход обеспечивает возможность широкого применения локаль-

ных систем очистки только от определенных видов загрязнения, снижает затраты на очистку воды, так как очистка и кондиционирование сбросных вод до норм, удовлетворяющих требованиям на повторное использование в технологии, всегда проще, чем очистка до норм, удовлетворяющих всем экологическим требованиям.

Так, при переработке урановых руд освоены сорбционно-бесфильтрационные схемы переработки с нулевым сбросом загрязненных вод в открытую гидрографическую сеть. При этом жидкая фаза пульпы очищается и полностью возвращается на гидрометаллургический завод.

Этот же принцип поддерживается и на других этапах ядерно-топливного цикла.

Применение современных физико-химических методов (ионный обмен, электролиз, упарка растворов) позволяет создать замкнутые системы на атомных электростанциях и при переработке радиоактивных отходов.

Очистка газовоздушных выбросов. На каждом этапе ядерно-топливного цикла газовоздушные выбросы характеризуются своим специфическим составом. Поэтому аппаратное оформление и используемые процессы значительно отличаются друг от друга.

Для начальных этапов ядерно-топливного цикла характерно наличие в выбросах естественных радионуклидов и большого количества оксидов азота, серы, аммиака, большая влагонасыщенность и др. На последующих же этапах преобладающими становятся аэрозоли искусственных радионуклидов.

Исходя из этого на гидрометаллургических заводах проводятся мероприятия по снижению объема отходящих газов путем герметизации оборудования, раздельной очистки газовых потоков с различной концентрацией вредных веществ, использование тепла отходящих газов для нагрева технологических сред, применение для улавливания вредных веществ технологических пульпы и растворов, а не чистой воды.

Для сухого улавливания применяют циклоны, волокнистые, металлотканевые и рукавные фильтры, а для высокодисперсных и аэрозольных частиц — волокнистые тканевые фильтры ФПП.

Для влажных и влагонасыщенных газо-

вых потоков используются аппараты Вентури, скрубберы различной конструкции, в том числе с шаровой насадкой, пенные аппараты и т.п. Уловленные вредные вещества (оксиды азота, аммиак), как правило, возвращаются на операции выщелачивания, осаждения урана и т.д.

Применение широкого арсенала современных средств газоочистки, включающих в себя использование методов адсорбции, изотопного обмена, различных фильтрующих материалов и конструкций аппаратов, позволило снизить количество выбрасываемых радиоактивных веществ на АЭС до уровней, которые значительно ниже, чем на обычных ТЭС. Так, эффективная эквивалентная доза облучения населения в 5 раз ниже для АЭС с реакторами РБМК, чем для ТЭС такой же мощности, и в 40 раз меньше для АЭС с реакторами ВВЭР.

Выделение радионуклидов. Одной из особенностей атомной энергетики является то, что в отработавшем топливе накапливаются в значительных количествах радионуклиды, которые после их выделения из топлива можно использовать для радиационной дефектоскопии, лучевой терапии, в качестве генераторов энергии, источников для стерилизации различных отходов и т.д.

Оценка общего состояния воздействия ядерно-топливного цикла на окружающую среду. Использование всего арсенала технических средств для очистки газовоздушных выбросов и жидких сбросов в сочетании с осуществляемыми принципами малоотходной технологии, высокой технологической дисциплиной позволяет говорить об атомной энергетике как об экологически чистой сфере производственной деятельности человека.

На предприятия ядерно-топливного цикла приходится очень малая часть эффективной эквивалентной дозы облучения. Из этого не следует, что достигнутый уровень безопасности атомной энергетики не нуждается в дальнейшем улучшении. Масштабы производства энергии на АЭС в ближайшем будущем требуют дальнейшего совершенствования работы *всех этапов* ядерно-топливного цикла. На первый план выдвигаются задачи по предотвращению теплового загрязнения водоемов от тепловых сбросов.

Широкое применение атомной энергии и замена ею традиционных источников энер-

гии приводят к предотвращению дальнейшего роста загрязнения окружающей среды продуктами сгорания органического топлива (оксидами серы, углерода, азота, тяжелыми металлами и т.д.), снижению потребления промышленностью кислорода.

В настоящее время имеется достаточно четкое представление о проблемах в области защиты окружающей среды, которые могут возникнуть в связи с количественным и качественным ростом атомной энергетики, и, главное, могут быть указаны пути их решения.

Программой развития атомной энергетики СССР предусматривается ввод в эксплуатацию новых мощностей.

Выбор места размещения АЭС определяется комплексом различных факторов: тех-

нико-экономических, социальных, эколого-гигиенических и т.п. Очевидно, что действие некоторых из этих факторов противоположно по своей направленности. В связи с этим для выбора площадок должен быть использован метод оптимизации принятия решений, учитывающий все эти факторы.

Система охраны окружающей среды и здоровья населения, соответствующая современным требованиям, включает в себя развитый банк данных, эффективный комплекс программ статистической обработки и достаточно полную имитационную модель объекта управления. Подобная схема уже применяется в целевой программе разработки научных основ автоматизированной системы охраны труда, окружающей среды и здоровья населения в районе крупного промышленно-энергетического комплекса.

ФИЗИКА ВЫСОКИХ ЭНЕРГИЙ И ЯДЕРНАЯ ФИЗИКА. УСКОРИТЕЛИ ЗАРЯЖЕННЫХ ЧАСТИЦ

6.1. Исследования по физике элементарных частиц

Фундаментальные исследования в области ядерной физики составляют одно из основных направлений науки о природе. Началом их бурного развития является первая половина XX в. Они привели не только к более глубокому пониманию строения материи, но и к открытию нового мощного источника энергии — атомной энергии. Достижения ядерной физики широко используются во многих областях науки и техники, в том числе в атомной энергетике, радиохимии, химии полимеров, в теории твердого тела, радиобиологии, медицине и т.д.

Исследования по ядерной физике показали, что ядро атома любого химического элемента состоит из положительно заряженных частиц — протонов и нейтральных частиц — нейтронов, удерживаемых внутри мощными ядерными силами. В то же время мир элементарных частиц далеко не исчерпывается протоном, нейтроном и электроном. В опытах с помощью космических лучей и на ускорителях заряженных частиц открывали все новые элементарные частицы. В 1960 г. их было 30, а в настоящее время — более 300.

Возникло новое направление исследования строения материи — физика элементарных частиц. Один из основных способов "прощупывания" таких мельчайших объектов, как элементарные частицы, — это исследование процессов их генерации при столкновении частиц высоких энергий с веществом. Поэтому физика элементарных частиц получила второе название — физика высоких энергий. "Микроскопами" физики высоких энергий являются ускорители заряженных частиц, разгоняющие протоны или электроны до скоростей, близких к скорости света. Чем больше энергия частиц-

снарядов, тем меньше размеры объектов, которые можно исследовать, и тем более тяжелые частицы можно получать с их помощью. Эти задачи неотделимы от изучения природы сил, действующих между частицами на очень малых расстояниях, от поиска связей между различными силами.

Исследования по физике высоких энергий все нарастающими темпами развиваются во всем мире. Во многих лабораториях созданы ускорители, в которых протоны или электроны разгоняются до энергий, в несколько тысяч и даже тысяч раз превышающих массу покоя этих частиц, и ускорительные установки со встречными пучками.

В 1967 г. в нашей стране были начаты исследования на крупнейшем в то время в мире протонном синхротроне на энергию 76 ГэВ (Институт физики высоких энергий — ИФВЭ, Серпухов). В настоящее время в этом же институте ведется сооружение ускорительно-накопительного комплекса (УНК) протонов на энергию 3000 ГэВ. В Объединенном институте ядерных исследований (ОИЯИ) ускоряются легкие ядра (до магния включительно). В Институте ядерной физики Сибирского отделения (ИЯФ СО АН СССР) АН СССР ведутся исследования на установках с встречными электрон-позитронными пучками (ВЭПП-2, ВЭПП-4) с энергиями до $5,5 \times 5,5$ ГэВ (рис. 6.1), проектируется установка со встречными электрон-позитронными пучками (ВЛЭПП) на энергию 150×150 ГэВ (и 500×500 ГэВ). В Институте теоретической и экспериментальной физики (ИТЭФ) развернуты работы по ускорению всех ядер до урана включительно.

Основные проблемы, решаемые в области физики высоких энергий

Исследования в области физики высоких энергий, проводимые в космических лучах

и на ускорителях заряженных частиц, привели к открытию новых элементарных частиц. По характеру взаимодействия с другими элементарными частицами они были подразделены на ряд классов: адроны, лептоны, калибровочные бозоны. Наиболее сильно взаимодействуют между собой адро-

атомном ядре. Характерная особенность сильных взаимодействий — существование симметрии между различными адронами. Впервые существование этой симметрии было обнаружено как зарядовая независимость ядерных сил, заключающаяся в том, что сильное взаимодействие протонов с про-

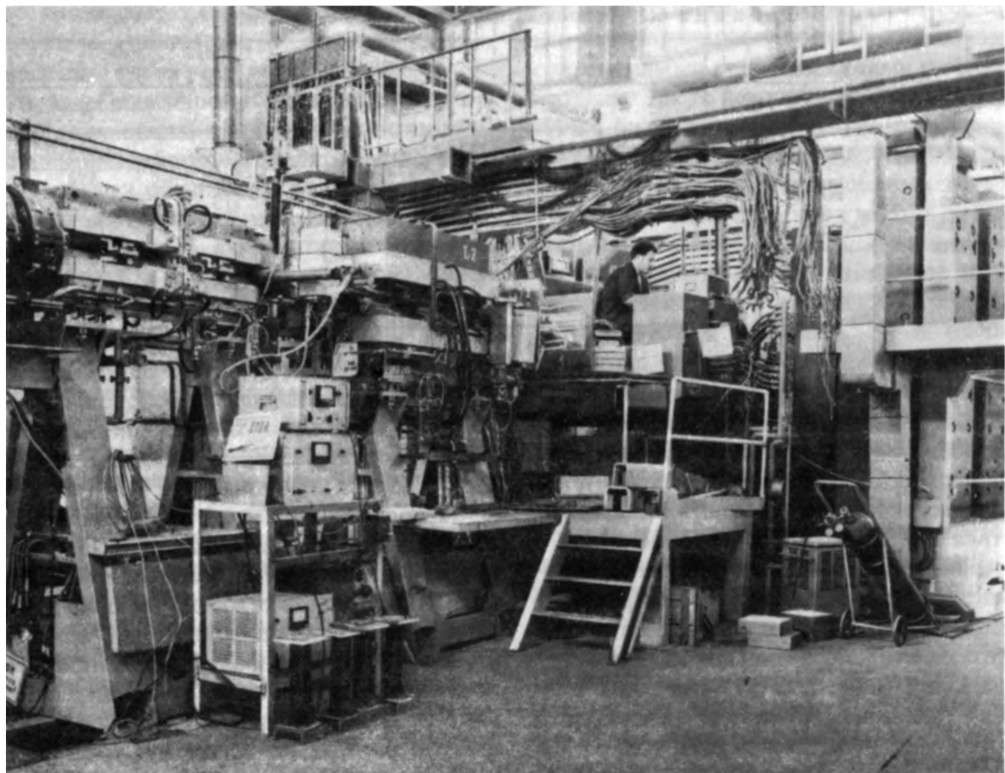


Рис. 6.1. Детектор МД-1 на накопителе ВЭПП-4 (ИЯФ СО АН СССР)

ны — самый многочисленный класс элементарных частиц. Электромагнитное взаимодействие (следующее по величине после сильного взаимодействия) присуще всем элементарным частицам, имеющим электрический заряд. Лептоны (электроны, мюоны, τ -частицы и их нейтрино) взаимодействуют с веществом слабо. Гравитационные силы в масштабах взаимодействия элементарных частиц столь малы, что в настоящее время в физике высоких энергий не принимаются в расчет.

К одному из проявлений сильных взаимодействий относятся ядерные силы, благодаря которым нуклоны (общее название для протонов и нейтронов) связываются в

тонами, протонов с нейтронами и нейтронов с нейтронами одинаково по своему характеру и не зависит от электрического заряда нуклона. Зарядовая независимость ядерных сил — это проявление более общей симметрии адронов, называемой изотопической инвариантностью сильных взаимодействий. В силу изотопической инвариантности адроны (протоны, нейтроны, π - и K -мезоны и другие частицы) можно разбить на группы частиц — изотопические мультиплеты. Члены одного изотопического мультиплета имеют одинаковые квантовые числа и близкие по значению массы. Это позволило теоретически предсказать существование ряда элементарных частиц,

которые в последующем были открыты экспериментально.

Было показано, что изотопическая инвариантность — часть более широкой группы симметрии, $SU(3)$, для объяснения которой в 1964 г. М. Гелл-Манном и Дж. Цвейгом была выдвинута гипотеза о том, что ад-

рального K -мезона на положительный и отрицательный мюоны. Экспериментальные оценки значения вероятности этого распада были на несколько порядков ниже. Введение четвертого кварка с новым квантовым числом "очарование" (c -кварк) снимало это противоречие. Открытие в 1974 г.

Таблица 6.1. Основные характеристики кварков

Характеристика	Кварки					
	d	u	s	c	b	t
Электрический заряд	$-1/3$	$+2/3$	$-1/3$	$+2/3$	$-1/3$	$+2/3$
Спин	$1/2$	$1/2$	$1/2$	$1/2$	$1/2$	$1/2$
Барионное число	$1/3$	$1/3$	$1/3$	$1/3$	$1/3$	$1/3$
Странность	0	0	-1	0	0	0
Очарование	0	0	0	+1	0	0
Прелесть	0	0	0	0	-1	0
"Совершенство"	0	0	0	0	0	+1

роны имеют сложную структуру и состоят из более фундаментальных частиц — кварков (u -, d -, s -кварки). На основе кваркового строения адронов удается объяснить не только наблюдаемую их симметрию, но и ряд динамических закономерностей взаимодействия адронов с адронами и лептонов с адронами. Первое экспериментальное подтверждение справедливости кваркового строения адронов было получено в экспериментах по обнаружению новой частицы — предсказанного теорией Ω^- -гиперона.

В то же время гипотеза кваркового строения адронов столкнулась с рядом трудностей. Одна из них в том, что некоторые частицы, входящие в барионные мультиплеты, должны состоять из набора кварков одного сорта, находящихся в одном физическом состоянии. Это противоречило надежно установленной связи спина со статистикой (принцип Паули). В 1965 г. Н.Н. Боголюбов с группой сотрудников выдвинули идею о том, что кварки по сравнению с адронами обладают дополнительным квантовым числом — цветом. Тогда кварки, входящие в названные выше барионы, имеют различные цветовые состояния. Идея цветных кварков стала основой современной теории сильных взаимодействий — квантовой хромодинамики.

В теории слабых взаимодействий адронов, основанной на существовании трех сортов кварков, предсказывалась относительно большая вероятность распада нейт-

J/ψ -частиц с массой около 3100 МэВ и в 1976 г. предсказанных на основе четвертого кварка D -мезонов стало новым блестящим подтверждением гипотезы кваркового строения адронов.

За последнее десятилетие в физике высоких энергий сделаны выдающиеся открытия, приведшие к существенным изменениям в понимании строения материи и фундаментальных сил природы.

Достоверно установлено составное кварковое строение адронов, считавшихся когда-то элементарными. Открыты новые адроны, содержащие не известные ранее тяжелые кварки. Найдены глюоны — частицы, "склеивающие" кварки между собой, обеспечивающие сверхсильное взаимодействие кварков и, возможно, их невылет из элементарных частиц — конфаймент.

Окончательно установлена единая природа электромагнитных и слабых взаимодействий, открыты переносчики слабых сил — промежуточные векторные бозоны с массой, почти в 100 раз превышающей массу нуклонов.

Современные представления о строении материи и силах природы предполагают существование трех групп фундаментальных частиц, а именно шести кварков (d, u, s, c, b, t), шести лептонов ($e^-, \nu_e, \mu^-, \nu_\mu, \tau^-, \nu_\tau$) и векторных бозонов (γ, w, z, g), осуществляющих электромагнитное, слабое и сильное взаимодействия соответственно.

Из шести кварков экспериментально подтверждено существование пяти, существование t -кварка ждет своего подтверждения. Пять лептонов из шести также открыты экспериментально, а тау-нейтрино трудно зарегистрировать современными методами эксперимента (табл. 6.1).

Каждый кварк имеет спин $1/2$ и барионное число $1/3$, т.е. мезоны построены из кварка и антикварка, барионы — из трех кварков.

В настоящее время окончательно сформировался общий подход к фундаментальным взаимодействиям (калибровочные теории) и была обнаружена возможность единой природы всех взаимодействий: электро-слабого, сильного и гравитационного (модели великого и суперобъединений). Получены дальнейшие подтверждения симметрии между кварками и лептонами, и поставлен вопрос об их едином составном строении. Установлена тесная связь между эволюцией Вселенной и элементарными процессами на малых расстояниях, которые в конечном счете определяют наблюдаемую структуру Вселенной и ее химический состав.

Указанные результаты были достигнуты благодаря неразрывной связи теоретических и экспериментальных исследований. Решающее значение при этом имели эксперименты на ускорителях высоких энергий и на встречных протон-антипротонных и электрон-позитронных пучках.

Важнейшие экспериментальные и физические результаты

К числу основных ускорительных установок СССР для проведения исследований в области физики высоких энергий относятся протонный синхротрон на энергию 76 ГэВ ИФВЭ, позитрон-электронные накопители ВЭПП-4 на энергию $5,5 \times 5,5$ ГэВ и ВЭПП-2М на энергию $0,7 \times 0,7$ ГэВ ИЯФ СО АН СССР, синхрофазотрон Объединенного института ядерных исследований (ОИЯИ), ускоряющий протоны и ионы легких атомов, протонный синхротрон ИТЭФ, ускоряющий протоны до энергии 10 ГэВ, и др. В исследованиях на этих установках принимают участие группы ученых многих институтов страны и зарубежных лабораторий.

В рамках международного научно-технического сотрудничества советские ученые проводят исследования на ускорительных установках зарубежных лабораторий (ЦЕРН, Швейцария; ФНАЛ и СЛАК, США; ДЕЗИ, ФРГ).

Одно из интересных направлений физики высоких энергий — поиск и исследование новых частиц с необычными свойствами, интерпретация которых тесно связана с современными представлениями о строении материи. Так, с использованием ускорителя ИФВЭ были открыты две новые частицы h - и r -мезоны с массой 2027 и 2510 МэВ (рис. 6.2) и с самыми высокими значениями спина среди известных частиц, равными соответственно 4 и 6. Спин элементарной частицы складывается из спинов составляющих ее кварков и момента их импульса. Образно можно сказать, что h - и r -мезоны представляют собой самые быстрые в мире "волчки". Обнаружение этих частиц открывает возможность изучения мезонных мультиплетов с высокими спинами, что очень важно для понимания механизма невыедания кварков.

Одно из важных предсказаний квантовой хромодинамики — возможность существования принципиально новой формы материи — глюонной материи, т.е. частиц, построенных не из кварков, а из глюонов. В 1983 г. на ускорителе ИФВЭ открыт скалярный G (1590)-мезон. Его необычные свойства (нежелание распадаться на легкие π - и K -мезоны по сравнению с распадами на η - и η' -мезоны) дают возможность интерпретировать его как связанное состояние двух глюонов.

В совместных экспериментах ученых ОИЯИ и ЦЕРН на ускорителе ИФВЭ обнаружены два новых мезона с массами 1200 и 1770 МэВ и с квантовыми числами π -мезона, которые объясняются как радиальное возбуждение пиона. Открытие этих частиц имеет важное значение для построения кварковой теории легких адронов.

На ускорителе ИФВЭ проведено детальное исследование механизмов образования J/ψ -частиц (связанного cc -состояния) пионами и протонами на протонах и различных ядрах.

В СССР предложена и реализована оригинальная методика абсолютной калибровки энергий электронных (позитронных) пуч-

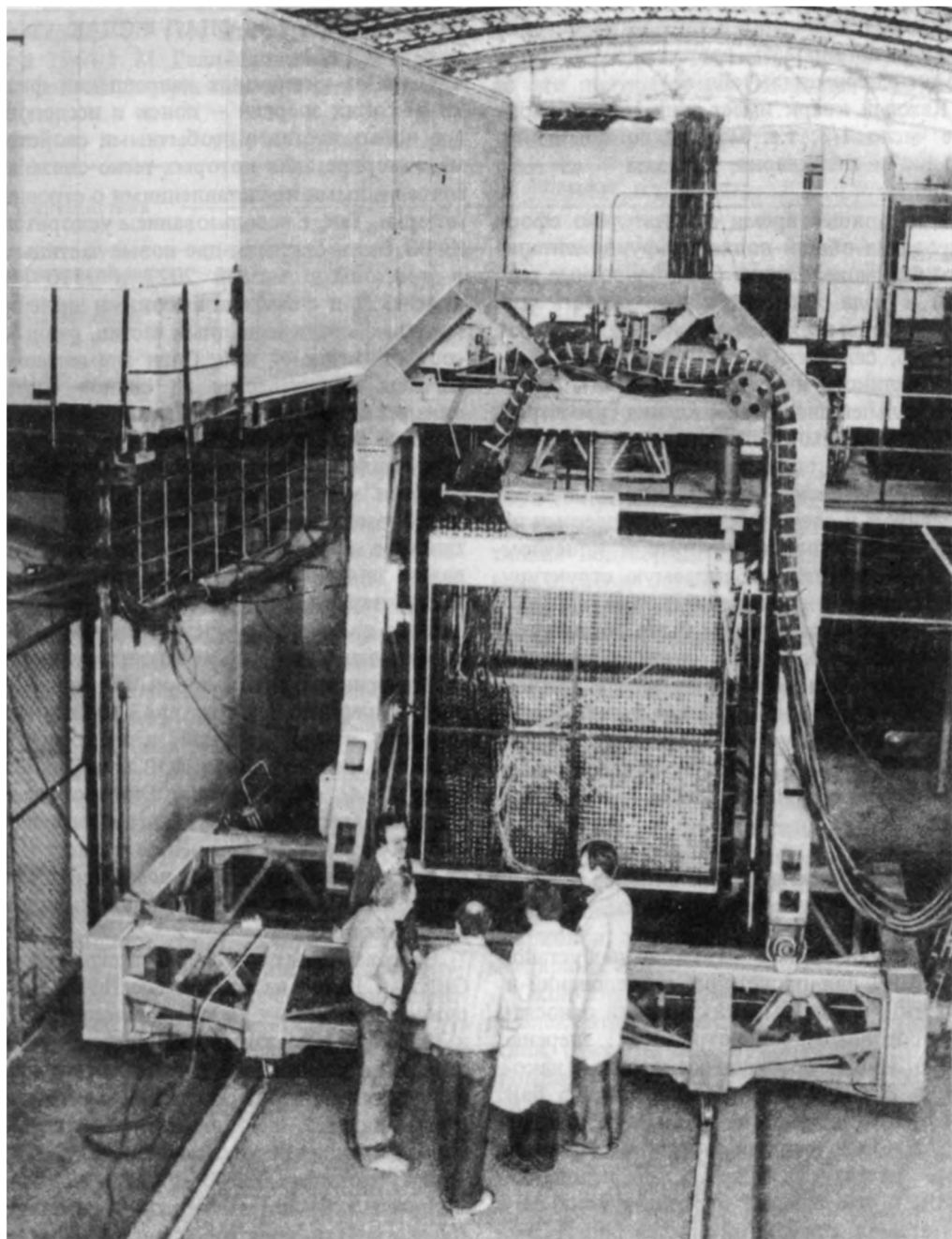


Рис. 6.2. Спектрометр ГАМС-2000 в экспериментальном зале на ускорителе ИФВЭ. На этом спектрометре открыты новые частицы: r (2510)-мезон с самым высоким среди известных частиц значением спина, равным 6, и G (1590)-мезон с характерными свойствами глюбола

ков накопителей на основе резонансной деполаризации пучка. Это дало возможность более чем в 10 раз улучшить точность измерения масс J/ψ - и ψ -частиц, связанных $c\bar{c}$ - и $b\bar{b}$ -состояний соответственно, выполненных на ВЭПП-4 (ИЯФ СО АН). Разработанная методика калибровки получила мировое признание и используется в ряде других установок со встречными электрон-позитронными пучками.

На ускорителях ИФВЭ, ЦЕРН несколькими группами советских ученых (ИФВЭ, ОИЯИ, ФИАН) самостоятельно и в совместных экспериментах измерено время жизни очарованных мезонов и барионов, т.е. частиц, содержащих четвертый c -кварк, и исследованы процессы их образования. Измерены сечения образования очарованных частиц в широком диапазоне энергий (от нескольких десятков до нескольких сотен гигаэлектрон-вольт) и сортов частиц пучка (фотоны, пионы, протоны, нейтроны). Получены интересные данные по асимметрии распадов Λ_c^+ -гиперона по каналам $K^0 p \pi^+ \pi^-$ и $\Lambda \pi^+ \pi^+ \pi^-$, указывающие на значительную поляризацию ("выстроенность" по спину) инклюзивно рожденных очарованных барионов. Время жизни очарованных частиц измерено с привлечением различных методов, и по точности полученные данные являются одними из лучших в мире. Установлено, что время жизни нейтральных D^0 -мезонов примерно в 2 раза меньше времени жизни заряженных D^\pm -мезонов.

В совместных исследованиях на встречных e^+e^- -пучках ДОРИС (ДЕЗИ, ФРГ) учеными ИТЭФ детально изучены электрон-позитронные взаимодействия при энергиях в области ψ -резонансов. Обнаружены триплет основных 3P -состояний в радиационных распадах ψ' , новый очарованный D^+ (2420)-мезон, подавленный цветовой фактором распад "прелестного" B -мезона $B \rightarrow J/\psi + X$, идущий с вероятностью $(1,4 \pm 0,6)\%$, определены константа хромодинамического взаимодействия a_s (9,5 ГэВ) $= 0,14 \pm 0,01$ и параметр квантовой хромодинамики Λ . В этих же исследованиях получено лучшее в мире ограничение на массу тау-нейтрино, $m_{\nu_\tau} < 70$ МэВ (ИТЭФ).

Советскими учеными проведено изучение не известных ранее свойств элементарных частиц и их распадов, уточнены определенные характеристики элементарных частиц.

На ускорителе ИФВЭ впервые обнаружен редкий распад η' -мезона на три нейтральных пиона, идущий с нарушением правила отбора по изотопическому спину. Определена относительная вероятность этого распада. Теоретически можно увязать нарушение изотопической инвариантности с различием масс токовых u - и d -кварков. Из экспериментальных данных получено отношение масс $m_u/m_d = 0,44 \pm 0,09$. Надежно выделен распад η -мезона $\eta \rightarrow \pi^0 \gamma \gamma$ и измерена его относительная вероятность, составляющая $(1,2 \pm 0,3) \cdot 10^{-3}$. По данным выполненных ранее экспериментов на других ускорителях вероятность этого распада составляла несколько процентов, что на протяжении ряда лет представляло известную "проблему η -мезона", ставившую под сомнение такие важные теоретические представления, как алгебра токов. Полученный результат разрешил указанную проблему.

С помощью оригинальной методики, эффективно использующей микроструктуру протонного пучка синхроциклотрона Ленинградского института ядерной физики, было уточнено время жизни π^+ -мезона, являющееся одной из его фундаментальных характеристик. Оно оказалось равным $(2,6036 \pm 0,0005) \cdot 10^{-8}$ с. На ускорителе ИФВЭ проведен эксперимент по радиационному рассеянию π^- -мезонов на ядрах. Впервые в мировой практике обнаружен комптон-эффект на пионе и измерено его сечение. Впервые для нестабильной частицы измерена одна из фундаментальных характеристик — поляризуемость пиона. Экспериментально подтверждена гипотеза об $SU(3)$ цветовой симметрии кварков (ИФВЭ—ОИЯИ).

В цикле исследований радиационных распадов легких мезонов обнаружены не наблюдавшиеся ранее электромагнитные распады $\eta \rightarrow \mu^+ \mu^- \gamma$, $\eta' \rightarrow \mu^+ \mu^- \gamma$, $\omega \rightarrow \mu^+ \mu^- \pi^0$ и измерены электромагнитные форм-факторы этих мезонов (ИФВЭ). На встречных e^+e^- -пучках ВЭПП-2М в 3 раза улучшена точность измерения радиационных распадов Φ -мезона, что позволило уточнить отношение магнитных моментов s - и u -кварков $\mu_s/\mu_u = 0,57 \pm 0,03$; впервые обнаружен распад $\Phi \rightarrow \eta e^+ e^-$, относительная вероятность которого составляет $1,3 \cdot 10^{-4}$ (ИЯФ СО АН). Изучены образование и распад аксиальных $D(1285)$ - и

$E(1420)$ -мезонов, определена их кварковая структура и получено ограничение на угол смешивания в нонете этих частиц $|s| \leq 13^\circ$ (ИФВЭ).

В совместных исследованиях на ускорителе ФНАЛ (США) проведено прецизионное исследование β -распада Σ^- -гиперона. Определены знак и значение асимметрии электронов распада $a_e = -0,53 \pm 0,14$, что находится в хорошем согласии с теоретическими предсказаниями, и тем самым устранено существовавшее ранее одно из самых значительных противоречий между теорией электрослабого взаимодействия и экспериментом. Измерен магнитный момент Σ^- -гиперона, равный $-1,16 \pm 0,03$. Достигнутая точность во много раз превосходит точность прежних измерений (ЛИЯФ).

Наряду с изучением структуры и характеристик элементарных частиц советскими учеными за прошедшие 10 лет было продолжено изучение закономерностей динамики взаимодействий элементарных частиц. Изучение упругого рассеяния элементарных частиц дает информацию о радиусе действия ядерных сил и возможность предсказания поведения полных сечений взаимодействия элементарных частиц.

Группой специалистов ЛИЯФ на ускорителях ЛИЯФ, ИФВЭ и ФНАЛ изучалось упругое рассеяние пионов и протонов на протонах в широком диапазоне энергий налетающих частиц (1–345 ГэВ). В результате этих экспериментов установлен универсальный характер логарифмического сужения дифракционного конуса и подтверждена справедливость дисперсионных соотношений. Показано, что рост сечений pp -взаимодействий будет продолжаться по крайней мере до энергий 2000 ГэВ с темпом, близким к пределу Фруассара.

Группой исследователей ИТЭФ на ускорителях ИФВЭ и ЦЕРН изучалось упругое рассеяние нейтронов высоких энергий протонами и ядрами, в том числе впервые на очень малые углы, где становится заметным вклад взаимодействия магнитного момента нейтрона с зарядом ядра.

На ускорителе ИФВЭ проведена серия экспериментов по прецизионному исследованию зарядовообменных реакций, в том числе рассеяния на поляризованных протонах. Точное измерение сечений перезарядки пионов и каонов при нулевых передан-

ных импульсах позволило проверить при высоких энергиях одно из кварковых соотношений. В зарядовообменном рассеянии на поляризованных протонах впервые показано, что и при высоких энергиях силы, связанные с наличием у частиц спина, играют важную роль во взаимодействии элементарных частиц.

На ускорителях ОИЯИ, ИФВЭ и ФНАЛ выполнен цикл экспериментов по исследованию дифракционного рассеяния протонов в диапазоне энергий 0,5 – 400 ГэВ. Знание природы дифракции при высоких энергиях имеет принципиальное значение для развития теории сильных взаимодействий элементарных частиц. Дифракция связана с такими понятиями, как волновая природа частиц, унитарность, лоренц-инвариантность, микропричинность и протяженность адронов. В опытах установлено, что вещественная часть амплитуды упругого протон-протонного рассеяния при высоких энергиях не является пренебрежимо малой (в рамках оптических представлений это означает, что ядерное вещество имеет коэффициент преломления, значительно отличающийся от единицы). При изучении рассеяния протонов на дейтонах (ядрах тяжелого водорода) показано, что в области малых переданных импульсов распределения ядерной материи и электрического заряда в дейтоне совпадают. В опытах детально изучено неупругое дифракционное рассеяние протонов. Получены указания на существенную роль кварк-дикварковых образований внутри протона.

В 1984 г. на пузырьковой камере "Мирабель" — одном из крупнейших детекторов такого типа — закончен набор статистики в pp -эксперименте при энергии 32 ГэВ и тем самым завершена программа исследований на этой установке. В течение 1972–1984 гг. на камере, облучаемой пучками частиц ускорителя ИФВЭ, проведены pp -эксперименты при 70 ГэВ, обзорные эксперименты при 50 ГэВ и эксперименты в пучках сепарированных K^+ , π^+ -мезонов, протонов и антипротонов при энергии 32 ГэВ.

Экспериментальный комплекс, включающий камеру "Мирабель", уникальные системы быстрого вывода и транспортировки протонного пучка, канал сепарированных частиц, был создан в ИФВЭ при сотрудни-

честве с ЦЯИ (Франция) и ЦЕРН (Швейцария). Международное сотрудничество такого масштаба — яркий пример успешного объединения усилий научных центров различных стран для решения крупной научно-технической проблемы. В проведении экспериментов на камере "Мирабель" приняли участие лаборатории СССР (ИФВЭ, Московского и Томского государственных университетов; ИФВЭ, Алма-Ата), Франции (Сакле, Париж), ЦЕРН и его страны-участницы, ГДР (Цойтен). Создание в ИФВЭ одного из крупнейших в мире измерительно-вычислительных центров позволило обработать около 2,7 млн. стереофотографий.

Проведение экспериментов на камере "Мирабель" в пучках различных частиц, их высокая статистическая обеспеченность позволили детально исследовать динамику "мягких" взаимодействий адронов во многих эксклюзивных и инклюзивных процессах, получить новые результаты, относящиеся к установлению механизмов образования частиц и резонансов, выяснению кварковой структуры элементарных частиц, свойствам аннигиляции кварков. Впервые выявлены ранее не известные закономерности в энергетических зависимостях сечений взаимодействий, в характере их приближения к асимптотическим пределам, следующим из масштабной инвариантности. Показано, что подавляющая часть вторичных частиц образуется при распаде многочисленных резонансов. Уникальные экспериментальные данные по образованию мезонных и барионных резонансов позволили сделать важный вывод о доминировании процессов фрагментации кварков сталкивающихся адронов в образовании частиц при высоких энергиях. Впервые измерена структурная функция K -мезона. Показана важная роль спинных сил в процессах образования частиц при высоких энергиях.

Особое место в исследованиях динамики взаимодействий элементарных частиц за прошедшие 10 лет занимали нейтринные исследования, представляющие большой интерес потому, что нейтринные пучки высоких энергий представляют уникальную возможность изучения структуры нуклонов (и, возможно, ядер), исследования динамики слабых (электрослабых) взаимодействий. Изучение потоков космических нейтрино, измерение массы нейтрино имеют важное

значение в решении задач астрофизики и космологии.

Ученые Советского Союза осуществляют нейтринные исследования на ускорителе ИФВЭ, в совместных экспериментах на ускорителях ЦЕРН и ФНАЛ, в пучках нейтрино низких энергий от ядерных реакторов.

В экспериментах на советской пузырьковой камере СКАТ (ИФВЭ), в совместных экспериментах на 15-футовой камере ФНАЛ (ИФВЭ, ИТЭФ), на электронной установке ЦЕРН ЧАРМ (ИТЭФ) детально изучена структура нуклонов, проявляющаяся при различных энергиях (от нескольких единиц до нескольких сотен гигаэлектрон-вольт) и в различных процессах взаимодействий; измерены параметры теории, описывающей электрослабое взаимодействие, константы связи заряженных и нейтральных токов с u -, d - и s -кварками. Получены одни из лучших ограничений на осцилляции нейтрино, уникальные данные о лептон-лептонном взаимодействии. Ведется проверка $\nu_e - \nu_\mu$ -универсальности.

Впервые в мировой практике измерено выгорание ядерного топлива в активной зоне работающего реактора дистанционно посредством регистрации потока электронного антинейтрино (Институт атомной энергии — ИАЭ).

В экспериментах по измерению β -спектра от распада трития получено указание на существование у электронного антинейтрино отличной от нуля массы покоя (ИТЭФ). Этот результат стимулировал многочисленные исследования как в физике элементарных частиц, так и в космологии (где было показано, что с помощью такого нейтрино можно решить проблемы образования галактик и объяснить их скрытую массу).

Результаты нейтринных исследований советских ученых внесли важный вклад в изучение и развитие структуры элементарных частиц, квантовой хромодинамики, теории электрослабого взаимодействия. Они продемонстрировали также возможность создания оригинальных методик и аппаратуры этих сложных, чрезвычайно тонких исследований, их практическое применение в современной науке и технике.

Одним из фундаментальных свойств элементарных частиц в квантовой механике в отличие от классической является сохранение четности при пространственных, заря-

довых и временных преобразованиях (СРТ-инвариантность). Кроме комбинированной СРТ-инвариантности в сильных взаимодействиях выполняется и СР-инвариантность. Экспериментальный поиск и исследование тонких эффектов несохранения четности играют важную роль в физике элементарных частиц.

На реакторе ВВР-М в ЛИАФ создан самый интенсивный в мире пучок ультрахолодных нейтронов и разработан новый метод измерения электрического дипольного момента нейтрона с использованием ловушки ультрахолодных нейтронов. В результате получена верхняя граница электрического дипольного момента нейтрона $a_n \leq 4 \cdot 10^{-25}$ е·см (при его равенстве нулю по предсказанию теории).

В эксперименте на 180-литровой ксеноновой камере завершены поиски СР-несохраняющих эффектов в распадах короткоживущих K^0 -мезонов. Получены самые точные оценки вероятности СР-несохраняющего распада $K_S^0 \rightarrow 3\pi^0$ ($\leq 3,7 \cdot 10^{-5}$) и $K_S^0 \rightarrow \pi^+\pi^-\pi^0$ ($< 4,9 \cdot 10^{-5}$), проведен анализ точности выполнения СРТ-инвариантности в распадах K^0 -мезонов (ИТЭФ).

Проведено исследование обнаруженного ранее в ИТЭФ эффекта усиления несохранения четности при делении тяжелых ядер тепловыми нейтронами. Этот эффект изменен с высокой точностью в реакциях деления ядер поляризованными нейтронами. Доказано, что эффекты нарушения P -четности возникают на стадии компаунд-ядра, обнаружено явление лево-правой асимметрии вылета осколков ядер, подтверждающее гипотезу малого числа каналов реакций в процессе деления. Обнаружена зависимость P -нечетной асимметрии деления ядер ^{239}Pu от энергии нейтронов (ИТЭФ, ИИИ, ЛИАФ).

Несохранение четности в атомных переходах отражает наличие нового вида слабого взаимодействия электронов с нуклонами (электрон-кварковая компонента нейтрального тока). Опыт по поиску несохранения четности в атомных переходах впервые был предложен и реализован в ИЯФ СО АН СССР. При прохождении поляризованного света через пары висмута был зарегистрирован и измерен поворот плоскости поляризации света на угол 10^{-7} рад. В аналогичных опытах других лабораторий долгое

время не удавалось достичь такой точности и зарегистрировать эффект.

Получены новые данные по амплитуде слабого нейтрон-протонного взаимодействия (ЛИЯФ), по интерференции слабого нейтрального и электромагнитного токов (ОИЯИ).

Перспективы исследования физики высоких энергий на сооружаемых в СССР ускорителях

Основные задачи физики высоких энергий — еще более глубокое изучение структуры материи, поиск единой природы различных взаимодействий, происхождение массы частиц, строение физического вакуума, обнаружение экзотических частиц, связь между физикой элементарных частиц и космологией.

При исследовании строения материи также предстоит получить ответы на ряд вопросов: сколько существует кварков, могут ли кварки и глюоны быть свободными, какова природа наблюдаемой сейчас симметрии между кварками и лептонами, неделимы ли кварки и лептоны или они имеют сложную структуру.

В поисках единой природы различных взаимодействий необходимо изучить и понять сверхмощные силы, действующие внутри элементарных частиц, и их связь с сильными взаимодействиями, понять, может ли природа всех взаимодействий описываться единым универсальным образом и при каких условиях это может быть.

Один из наиболее перспективных путей решения этих проблем — проведение исследований в новой, более высокой области энергий взаимодействия частиц.

Среди физиков существует обоснованная последними результатами исследований уверенность в том, что при энергиях сталкивающихся лептонов в интервале 100 — 10 000 ГэВ должны обнаружиться новые чрезвычайно важные явления, в результате чего удастся продвинуться в понимании механизма возникновения такого фундаментального свойства материи, как масса частиц. Речь идет о поиске тяжелых скалярных частиц, названных хиггсовскими бозонами. Согласно теоретическим представлениям существование таких частиц может объяснить механизм возникновения масс

лептонов, кварков и промежуточных бозонов. Они необходимы для самосогласованности теории электрослабого взаимодействия и для построения теории, объединяющей все виды взаимодействия.

Для проведения исследований по физике элементарных частиц в новой области энергий в ИФВЭ в 1983 г. начато сооружение ускорительно-накопительного комплекса на энергию протонов 3000 ГэВ (УНК). В проекте УНК предусмотрено создание на основе выведенных протонов широкого спектра высокоинтенсивных пучков: адронных, электронных, фотонных, мюонных и нейтринных с энергиями от нескольких сотен до нескольких тысяч гигаэлектрон-вольт. Предусмотрено также четыре прямолinéйных промежутка длиной около 500 м для экспериментов со встречными протон-протонными пучками с энергиями 400×3000 ГэВ (2200 ГэВ в системе центра масс) и 3000×3000 ГэВ (6000 ГэВ в системе центра масс).

На УНК могут быть осуществлены поиски тяжелых скалярных бозонов с массами до 500 ГэВ, тяжелых кварков, возбужденных кварковых состояний, новых промежуточных бозонов, суперсимметричных частиц. В пучках частиц, генерируемых на УНК, будут предприняты поиски внутренних размеров кварков и лептонов вплоть до 10^{-17} см.

Другое направление исследований в области физики высоких энергий связано с предложением ИЯФ СО АН СССР по созданию встречных электрон-позитронных пучков на основе линейных электронных ускорителей (ВЛЭПП). На первом этапе этого проекта планируется создание встречных пучков электронов и позитронов с энергиями 100×100 ГэВ. Создание ускорителя на длину 10 км позволит достичь энергий сталкивающихся пучков 500×500 ГэВ. Для достижения таких энергий в кольцевых электронных ускорителях необходимо было бы сооружение ускорителя с периметром 150 км.

Уже на первом этапе ВЛЭПП позволит осуществить количественную проверку теории электрослабого взаимодействия, например в парном рождении промежуточных бозонов, поиск и исследование резонансного рождения нейтральных векторных и скалярных частиц, дважды заряженных бозо-

нов, возбужденных электронов и других тяжелых экзотических частиц.

Следует отметить, что УНК и ВЛЭПП взаимно дополняют возможности исследований в области физики высоких энергий и решения современных проблем физики элементарных частиц.

Еще одна важная проблема — это поведение адронов при высокой плотности вещества. По современным представлениям в этом случае вместо ядер должны образовываться сгустки кварк-глюонной плазмы, π -мезоны должны переходить в особое состояние (конденсат) и т.д. Для решения этой проблемы нужны тяжелые ядра, ускоренные до очень высокой энергии (несколько гигаэлектрон-вольт на нуклон). Работы в этом направлении ведутся в ОИЯИ и ИТЭФ.

Фундаментальные исследования в области физики высоких энергий и научно-технический прогресс

Современные представления о строении материи говорят о том, что внутри элементарных частиц (включая протоны и нейтроны) сосредоточены запасы энергии, которые существенно превышают энергию, высвобождающуюся при делении ядра урана. Исследование единой природы всех взаимодействий может открыть путь к использованию этой энергии.

Однако предсказать место результатов фундаментальных исследований в научно-техническом прогрессе невозможно. Они, несомненно, сыграют важную роль в последующих этапах научно-технической революции.

В то же время само проведение фундаментальных исследований постоянно стимулирует опережающее развитие многих отраслей науки, техники и промышленности. Многие разработки и новые технические приемы, впервые развитые для исследований физики высоких энергий, в настоящее время широко внедряются в смежные сферы науки и техники. Ускорители заряженных частиц, которые вначале были только инструментами исследования физики высоких энергий, в настоящее время широко внедряются во многие отрасли народного хозяйства. Технические средства физики высоких энергий применяются в

медицине (протонная лучевая терапия, диагностика злокачественных образований и т.д.).

Исследования по физике элементарных частиц в более высокой области энергий и сооружение новых ускорительных комплексов требуют развития таких направлений науки и техники, как сверхпроводимость, криогенная техника, глубокий вакуум, мощная радиоэлектроника и СВЧ-техника, быстродействующая электроника, вычислительная техника, новая элементная база электроники и вычислительной техники, автоматизация технологических и производственных процессов. Уровень этих требований значительно превышает достигнутый промышленный уровень. Внедрение достижений, обеспечивающих проведение фундаментальных исследований в области физики высоких энергий, в другие сферы народного хозяйства даст большой экономический эффект и обеспечит ускорение научно-технического прогресса.

6.2. Физика атомного ядра

Изучение строения атомного ядра и механизмов ядерных реакций имеет принципиальный интерес. Это связано, во-первых, с исключительно важной ролью атомных ядер в природе и, во-вторых, с тем, что изучение системы сильновзаимодействующих частиц, каким является атомное ядро, дает более полную информацию о свойствах частиц и системы по сравнению с изучением элементарного акта взаимодействия двух частиц.

Работы по физике атомного ядра преследуют две цели: изучение строения атомного ядра как такового и изучение элементарных взаимодействий, проявляющихся в свойствах атомных ядер. Исследование γ -переходов и взаимодействие нейтронов с ядрами позволили определить степень не сохранения четности в ядерных процессах (ИТЭФ, ЛИЯФ, ОИЯИ, ИАЭ).

В настоящее время имеется достаточно ясное представление о структуре низколежащих состояний атомных ядер. Низшие уровни имеют коллективную природу, далее идут двух-, четырех- и т.д. квазичастичные возбуждения.

Результаты исследования свойств низколежащих ядерных состояний все чаще связываются с выводами предложенной в 1973 г. в ОИЯИ феноменологической модели — модели взаимодействующих бозонов (МВБ). Эту модель объединяет с коллективной моделью О. Бора и Б. Моттельсона предположение о том, что формирования низколежащих состояний четно-четных ядер в основном определяется низкочастотной квадрупольной модой. Микроскопическим прообразом бозонов МВБ являются парные фермионные операторы. В этом смысле МВБ можно рассматривать как феноменологический вариант теории бозонных разложений, основные идеи которой были сформулированы в ИЯФ СО АН СССР еще до появления МВБ. Развитие модели показало, что идея бозонных отображений нашла в МВБ, по-видимому, достаточно удачное воплощение, поскольку относительная простота как исходной физической концепции, так и математического аппарата модели позволила ей стать одним из наиболее употребительных инструментов для изучения свойств низколежащих коллективных состояний.

В последние годы интерес к изучению структуры атомного ядра сместился в область возбужденных состояний с большой энергией и большим спином. С увеличением углового момента ядра происходит существенная перестройка типа связи нуклонов, занимающих состояния вблизи поверхности Ферми, остовом, образованным нуклонами, расположенными на более глубоких уровнях. Угловые моменты нуклонов выстраиваются вдоль оси вращения ядра. С выстраиванием внутренних угловых моментов связаны изменения в спектрах, магнитных моментах и вероятностях γ -переходов в ядрах. Экспериментальные исследования взаимодействия ядер с ядрами обусловили прогресс в теоретическом изучении высокоспиновых состояний (ИЯФ СО АН СССР, ОИЯИ, ИАЭ).

Богатые экспериментальные данные о структуре возбужденных состояний ядер и уровнях, лежащих несколько выше энергии связи нейтрона, дает нейтронная спектроскопия. Исследования по нейтронной спектроскопии проводятся в нашей стране широким фронтом. Для большого числа ядер измерены нейтронные и радиацион-

ные силовые функции (ФЭИ, ИАЭ, ОИЯИ). Изучена плотность ядерных состояний, обнаружен ряд изотопических и оболочечных эффектов (Институт ядерных исследований АН УССР). Для изучения механизма взаимодействия нейтронов с ядрами и структуры коллективных возбуждений тяжелых ядер успешно используется реакция (n, n', γ) . Измерения спектра и мультипольности γ -излучения, возникающего в этой реакции, позволили получить большой объем новой информации о схемах уровней возбуждения и сечениях возбуждения уровней с различными угловыми моментами (ИАЭ, ИФ АН Лат ССР).

Исследованы новые каналы распада нейтронных резонансов — реакции (n, a) , (n, γ, a) и (n, p) . Изучение реакции (n, γ, a) на тепловых нейтронах позволило получить сведения о γ -переходах между высоковозбужденными компаунд-состояниями. Показано, что в ядре ^{144}Nd основной вклад в такие переходы с энергией 0,2–2 МэВ дают мультипольности $E1$ и $M1$. Используя радиоактивные ядра-мишени, в реакции (n, p) удалось вдвое расширить круг изученных протонно-активных ядер. Реакция (n, p) на ядрах с $A \approx 20 \div 40$ играет основную роль, что необходимо учитывать при создании моделей нуклеосинтеза и в реакторостроении.

Большой интерес представляет изучение структуры состояний, лежащих в квазинепрерывном и непрерывном спектрах. В последние годы открыты новые типы гигантских резонансов: монополярный, в котором проявляются колебания плотности ядерного вещества, квадрупольный, октупольный электрические и магнитные резонансы, отражающие более сложные формы когерентного движения нуклонов. Для возбуждения этих резонансов наряду с протонами используются пучки тяжелых ионов, позволяющие снизить уровень фона при измерениях. Так, с помощью ионов ^6Li , ускоренных на циклотроне ИАЭ, удалось наблюдать монополярный, квадрупольный и октупольный резонансы в ряде ядер, а с помощью зарядово-обменной реакции ($^6\text{Li}, ^6\text{He}$) возбудить спин-изоспиновые колебания ядра.

Ближайшие задачи в области изучения состояний непрерывного спектра — исследование уровней, лежащих выше гигантских резонансов. В этом отношении инте-

ресны эксперименты по изучению высоко-возбужденных дырочных состояний ядер в реакциях однонуклонного подхвата с ионами лития ($^6\text{Li}, ^7\text{Li}$), ($^6\text{Li}, ^7\text{Be}$). Для понимания структуры высоковозбужденных состояний важную роль играет процесс фрагментации, под которым понимается распределение силы одно- или многочастичного возбуждения по многим ядерным уровням. Теоретически этот процесс изучался в рамках квазичастично-фононной модели ядра (ОИЯИ).

Новая информация получена о другом типе коллективного возбуждения ядра — квазимолекулярного. В реакциях с ионами азота ядру-мишени удалось передать 12 нуклонов и наблюдать квазимолекулярные состояния $^{12}\text{C} - ^{12}\text{C}$ при энергии возбуждения примерно 40 МэВ (ИАЭ). Теоретическое описание квазимолекулярных и α -частичных возбуждений в ядрах в настоящее время не является удовлетворительным. Некоторый прогресс в этом направлении достигнут с помощью метода гиперсферических функций (ИТЭФ, ИАЭ). Следует также отметить успехи в развитии теории малонуклонных систем (Ленинградский государственный университет, ИТЭФ АН УССР, ОИЯИ, ИАЭ).

Одна из наиболее принципиальных задач ядерной физики — изучение ядер, удаленных от границы β -стабильности. Исследования в этой области проводились в нескольких направлениях. В совместных экспериментах ЛИЯФ и ОИЯИ было впервые установлено положение участка границы стабильности ядер по отношению к радиоактивному протонному распаду. Впервые обнаружено возрастание до 50% протонных и нейтронных парных энергий при переходе от стабильных к протонно радиоактивным ядрам.

Вопрос о нейтронной границе стабильности до сих пор остается открытым. В этом направлении удалось продвинуться после того, как на циклотроне ИАЭ были синтезированы легкие ядра: ^6H (время жизни $4 \cdot 10^{-22}$ с), ^{13}Be и исследована структура возбужденных состояний нейтронноизбыточных ядер ^7He и ^8He .

За истекшее десятилетие широким фронтом развивались исследования динамики ядерных реакций с тяжелыми ионами. Особый интерес вызывали такие вопросы,

как глубоконеупругие столкновения, предравновесное испускание легких частиц, ядерно-ядерные взаимодействия на малых расстояниях, выделение специфических механизмов реакций. Экспериментально изучено радужное рассеяние ионов ${}^6\text{Li}$, позволяющее изучать межъядерное взаимодействие на малых расстояниях (ИАЭ), и предложена теоретическая модель этого явления (ИАЭ, ОИЯИ). Развита новая экспериментальная методика определения механизма ядерной реакции по изменению "заселенности" уровней вылетающих ядер ${}^6\text{Li}$, позволяющая измерять температуру составного ядра (ИАЭ). Изучались различные каналы предравновесных процессов, занимающих промежуточное положение между предельными случаями прямых реакций и реакций, идущих через составное ядро (ИАЭ). В теории глубоконеупругих столкновений тяжелых ионов предложена модель, позволившая выяснить механизм диссипации значительной части кинетической энергии (ОИЯИ).

Все большую роль в исследовании структуры ядра начинают играть ядерные реакции с использованием пучков электронов. Традиционные эксперименты по упругому рассеянию электронов в ХФТИ позволили получить богатую информацию о распределении плотности заряда в ряде изотопов (Ni, Sn, Se, Ge и др.). Микроскопическая теория ядерной плотности, основанная на квазичастичном лагранжевом методе (ИАЭ), хорошо описывает экспериментальные данные.

Новый метод исследования кластерных и высоковозбужденных состояний легких ядер с помощью неупругого рассеяния электронов на внутренней газовой мишени накопительного кольца был развит в ИЯФ СО АН СССР.

Еще в начале 60-х годов В.И. Гольданский предсказал новый вид радиоактивности — двухпротонный распад. Сейчас проводится поиск группы нечетно-нечетных ядер с $T_Z = -2$, лежащих на границе стабильности, которые должны испытывать предсказанный В.И. Гольданским β^+ -запаздывающий распад с испусканием двух протонов. Такие необычные ядра идентифицируются по сопутствующему вылету ядер ${}^8\text{He}$. В ИАЭ был обнаружен распад с вылетом двух протонов из основного и

возбужденного состояний ядра ${}^6\text{Be}$ и двух нейтронов из возбужденного состояния ${}^6\text{Ne}$.

В 1984 г. в ИАЭ независимо и практически одновременно с физиками из Великобритании был обнаружен новый вид естественной радиоактивности — спонтанный вылет ядер ${}^{14}\text{C}$ из ${}^{223}\text{Ra}$. Этот процесс происходит с вероятностью, в 10^9 раз меньшей вероятности α -распада. Это интересное явление, связывающее такие непохожие процессы, как α -распад и спонтанное деление, породило серию экспериментальных работ, направленных на поиск других случаев самопроизвольного вылета легких ядер. В ОИЯИ был обнаружен распад ${}^{231}\text{Pa}$, ${}^{233}\text{U}$ и ${}^{230}\text{Th}$ с вылетом ядра ${}^{24}\text{Ne}$. Эксперименты стимулировали работы по созданию теории нового вида радиоактивности (Воронежский государственный университет, ИАЭ, ОИЯИ).

Наиболее значительным событием в физике деления было открытие несохранения четности при делении ядер урана и плутония (ИТЭФ). В экспериментах по вынужденному делению ядер U, Th, Au и W протонами с энергией 1 ГэВ был обнаружен конкурирующий по отношению к делению процесс фрагментации ядра мишени на множество мелких осколков (ЛИЯФ).

Следует отметить возрастающую роль физики промежуточных энергий в изучении структуры ядра. Систематические исследования ядер методом упругого и неупругого рассеяния протонов с энергией 1 ГэВ, проведенные в ЛИЯФ, дали важную информацию о статистических и динамических распределениях протонов и нейтронов в ядрах. Теория Глаубера—Ситенко позволяет непосредственно связать наблюдаемые дифференциальные сечения с распределением нуклонов в ядрах. Анализ упругого рассеяния показал, что среднеквадратичные радиусы распределения протонов и нейтронов даже в тяжелых ядрах практически совпадают, т.е. в ядрах с $N > Z$ нет нейтронной "шубы", предсказываемой многими теоретическими моделями.

В последние годы интенсивно развивается новая область исследований — релятивистская ядерная физика. Экспериментальные методы ядерной физики высоких энергий позволяют зондировать нуклонные, в том числе "кварковые" и "глюонные", степени свободы в ядрах. Так, в ОИЯИ

исследовалось возбуждение Δ -изобары в ядрах в ядерных столкновениях с энергией около 5 ГэВ/нуклон. Теоретическое описание этого было дано в ИЯФ СО АН СССР.

В экспериментах на синхрофазотроне ОИЯИ сотрудниками ИАЭ выполнены исследования инклюзивных спектров легких фрагментов, выпускаемых в процессе ядерно-ядерных столкновений с энергией примерно 5 ГэВ/нуклон в кинематической области фрагментации ядра-мишени. Обнаружено образование универсального горячего источника с энергией 90 МэВ/нуклон. Разработаны теоретические подходы для описания этого явления в гидродинамическом и каскадном приближениях.

Были обнаружены и экспериментально исследованы кумулятивные эффекты при столкновении протонов с ядрами (ОИЯИ, ИТЭФ, ФИ АН АрмССР). Общая особенность кумулятивных эффектов в том, что они происходят вне пределов двухчастичной кинематики взаимодействия падающей частицы с нуклонами ядра. Для их объяснения приходится считать, что падающая частица взаимодействует с коррелированной в малом объеме группой нуклонов, которую можно рассматривать в качестве возможного кандидата многокварковой системы. Теоретические исследования кварковой структуры ядер и новой фазы ядерного вещества — кварк-глюонной плазмы — были начаты в конце 70-х годов и ведутся до настоящего времени учеными ИТЭФ, ИАЭ, ОИЯИ, ИЯФ СО АН СССР и других институтов.

В 1982 г. в нашей стране возникло новое направление ядерно-физических исследований — нейтринная физика низких энергий. Были начаты эксперименты на потоке электронных антинейтрино от реактора Ровенской АЭС и от энергетического реактора ИАЭ. Изучалась реакция обратного β -распада $\bar{\nu}_e + p \rightarrow n + e^+$, которая интересна с точки зрения возможности наблюдения нейтринных осцилляций. За три года работы зарегистрировано более 80 тыс. взаимодействий антинейтрино с протоном на нескольких расстояниях от реакторов, измерен энергетический спектр реакторных антинейтрино, измерено сечение обратного β -распада, равное $6,15 \cdot 10^{-43}$ см²/деление, и получено ограничение на параметры нейтринных осцилляций.

6.3. Ускорители заряженных частиц для научных исследований

Физика атомного ядра и элементарных частиц — важнейшее направление фундаментальных физических исследований. Прогресс в этой области знания неразрывно связан с использованием ускоренных пучков заряженных частиц большой энергии и интенсивности, получаемых на ускорителях заряженных частиц.

В нашей стране имеются ускорители, позволяющие получать ускоренные пучки протонов до 76 ГэВ, встречные электрон-позитронные пучки с энергиями 5×5 ГэВ, пучки тяжелых ионов с энергией до 13 МэВ/нуклон, пучки релятивистских ядер с энергией несколько гигаэлектрон-вольт на нуклон и пучки электронов с энергией до 5 ГэВ. Сооружаются новые ускорители для проведения широких фундаментальных и прикладных исследований. Все большее применение находят ускорители заряженных частиц в народном хозяйстве и медицине.

В ИФВЭ (Серпухов) с 1967 г. успешно работает крупнейший в Советском Союзе протонный синхротрон на энергию 76 ГэВ (рис. 6.3). В настоящее время ускорительный комплекс ИФВЭ переведен на инжекцию от бустерного циклотричного ускорителя на энергию 1,5 ГэВ. Повышение энергии инжекции открывает возможности для увеличения интенсивности ускоренного пучка до $5 \cdot 10^{13}$ протонов за цикл. С новым инжектором ускоритель работает с 1984 г. Уже на первом этапе интенсивность ускоренного пучка была удвоена и достигла 10^{13} протонов за цикл.

Ускорительно-накопительный комплекс ИФВЭ

Важнейшей работой, призванной обеспечить советскую физику современной экспериментальной базой, является сооружение ускорительно-накопительного комплекса ИФВЭ (УНК ИФВЭ) на энергию протонов 3 ТэВ и интенсивностью $6 \cdot 10^{14}$ протонов за цикл (примерно $5 \cdot 10^{12}$ протонов/с). При сооружении комплекса используются принципы каскадного построения, кибернетические методы управления пучком. Его основное магнитное кольцо собирают из

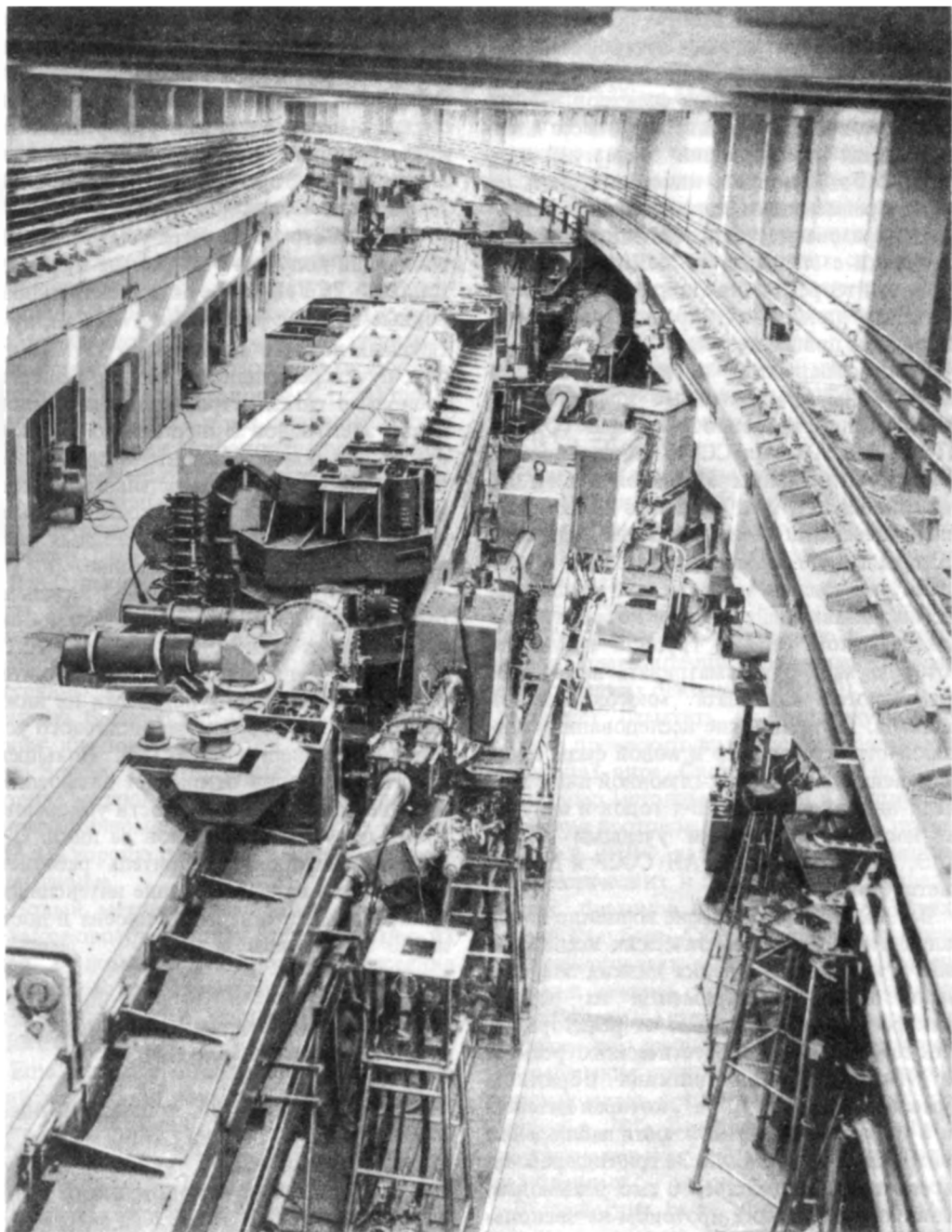


Рис. 6.3. Протонный синхротрон ИФЗ на энергию 76 млрд. электрон-вольт (76 ГэВ)

сверхпроводящих магнитов. Предусматривается возможность получения встречных протон-протонных пучков с энергией сталкивающихся частиц 3×3 ТэВ.

УНК ИФВЭ будет содержать пять каскадов ускорения: линейный ускоритель с высокочастотной квадрупольной фокусировкой на энергию 30 МэВ, бустер на энергию 1,5 ГэВ, действующий протонный синхротрон ИФВЭ на энергию 76 ГэВ и интенсивностью $5 \cdot 10^{13}$ протонов за цикл и два кольца с периметром около 21 км, одно из которых будет сверхпроводящим. Протонный синхротрон с железными магнитами обеспечит ускорение частиц до энергии 600 ГэВ (в режиме накопления до 400 ГэВ), а сверхпроводящий ускоритель — до энергии 3 ТэВ. В результате при соударении с нуклонами неподвижной мишени в системе центра масс можно будет получить энергию 2,2 ТэВ; предполагаемое сооружение в этом же туннеле дополнительного сверхпроводящего накопительного кольца обеспечит столкновение встречных пучков при максимальной энергии — 6 ТэВ в системе центра масс.

Замена инжектора синхротрона ИФВЭ (линейного ускорителя, на котором в свое время были получены рекордные параметры — ток 100 мА при энергии 100 МэВ) новым линейным ускорителем в сочетании с бустером позволила начать наладку комплекса ускорителей, состоящего из трех первых каскадов УНК ИФВЭ; конечной целью здесь является повышение интенсивности пучка в синхротроне ИФВЭ на порядок (до $5 \cdot 10^{13}$ протонов за цикл) и создание системы инжекции УНК ИФВЭ. Необходимо отметить, что получение такой большой интенсивности само по себе — сложная научно-техническая задача.

Большие успехи достигнуты в моделировании отдельных систем УНК ИФВЭ: создан сверхпроводящий магнит с полем 5 Тл; в циркуляционном режиме охлаждения однофазным гелием продемонстрирована устойчивая длительная работа полномасштабной модели магнита в рабочих циклах УНК ИФВЭ; проводятся исследования цепочки последовательно соединенных сверхпроводящих магнитов, что является следующим важным шагом на пути создания сверхпроводящей магнитной системы УНК ИФВЭ. В результате сотрудничества с

промышленностью повышена токонесущая способность сверхпроводящего провода, что дает возможность значительно уменьшить количество потребляемого сверхпроводящего материала. Выполнено экспериментальное исследование способов криостатирования однофазным и двухфазным потоком гелия, разработана автоматизированная система управления с динамическим перераспределением обязанностей между мини-ЭВМ верхнего уровня, по моделированию высокочастотной, вакуумной и других систем, а с 1984 г. сооружается кольцевой туннель ускорительно-накопительного комплекса.

В УНК ИФВЭ используются многие идеи, впервые предложенные в нашей стране и получившие ныне мировое признание. К ним, в частности, относятся кибернетические методы управления параметрами пучка, идея ускорителя с высокочастотной квадрупольной фокусировкой.

Встречные пучки и накопители

Важнейшим направлением развития ускорительной науки и техники является создание установок со встречными электрон-позитронными пучками, разработка которых впервые была начата в ИЯФ СО АН СССР. В настоящее время исследования, проводимые с помощью встречных пучков, стали одним из главных источников фундаментальной информации в физике высоких энергий, и, несомненно, их значение будет все более возрастать; недавно созданы первые установки с встречными протон-антипротонными пучками, что в принципе стало возможным после разработки в ИЯФ СО АН СССР и в ЦЕРН методов охлаждения пучков тяжелых частиц.

В ИЯФ СО АН СССР сооружен ряд циклических установок с встречными пучками: ВЭП-1, ВЭПП-2, ВЭПП-2М, ВЭПП-3, а с 1979 г. эксплуатируется комплекс ВЭПП-4 на энергию 5×5 ГэВ. Однако использование циклических установок для организации электрон-позитронных встреч на энергию в несколько сотен гигаэлектрон-вольт и больше затруднено, так как с увеличением энергии существенно возрастают потери на синхронное излучение, потребляемая уста-

новками мощность и соответственно стоимость их сооружения. Поэтому в ИЯФ СО АН СССР главным направлением становится разработка предложенного в институте метода встречных линейных электрон-позитронных пучков (ВЛЭПП). В таком линейном ускорителе со встречными пучками для организации соударений предполагается использовать два линейных ускорителя, "стреляющих" навстречу друг другу одиночными сгустками с большим числом частиц. В этом случае длина установки и потребляемая ею мощность растут примерно пропорционально энергии, а не ее квадрату, как в циклических установках. Линейные коллайдеры обладают рядом важных достоинств, среди которых можно выделить возможность проведения экспериментальных физических исследований еще до окончания сооружения установки в полном объеме.

В настоящее время в ИЯФ СО АН СССР начата разработка главных элементов комплекса ВЛЭПП на энергию встречных пучков 500×500 ГэВ (100×100 ГэВ после завершения первого этапа), основные усилия направлены на получение высоких ускоряющих полей порядка 100 МВ/м, что обусловлено стремлением уменьшить длину линейных ускорителей и сохранить в процессе ускорения небольшие поперечные размеры сгустка.

Первые предварительные результаты показывают, что при соблюдении соответствующей технологии можно надеяться на достижение требуемых параметров. Так, уже получены важные промежуточные результаты — на коротком отрезке структуры линейного ускорителя ускоряющее поле достигло 90 МВ/м, а на единичном источнике сверхвысокочастотной мощности получена мощность 60 МВт в импульсе длительностью 0,8 мкс; в настоящее время начаты экспериментальные исследования полномасштабной ускоряющей секции длиной 1 м. В рамках программы ВЛЭПП ведется работа по специальному электрон-позитронному накопителю на энергию 700 — 900 МэВ — прототипу инжектора в линейный ускоритель комплекса, который должен дать пучок с очень малым фазовым объемом при токе электронов до 2 А.

Даже очень краткое перечисление задач, требующих решения при проектировании и

сооружении крупных ускорительных комплексов, показывает, насколько сложными физическими установками, воплотившими в себе новейшие достижения науки и техники, они являются. В связи с этим важно подчеркнуть, что сооружение крупных ускорительных комплексов не только обеспечивает широкий фронт работ по физике высоких энергий, практическая ценность которых несомненно велика, но и определяет подъем на качественно новый технический уровень ряда ведущих отраслей промышленности.

Ускорители тяжелых ионов

Решение многих принципиально важных задач ядерной физики связано с использованием ускоренных пучков тяжелых ионов. Современное состояние этой области ускорительной науки можно охарактеризовать двумя основными тенденциями: к первой относится получение пучков с энергий несколько гигаэлектрон-вольт на нуклон или больше, а ко второй — стремление получать пучки тяжелых ионов низких и средних энергий, но с относительно более высокой интенсивностью (здесь, как правило, используются ускорители циклотронного типа на основе как обычных, так и сверхпроводящих магнитов). Новые этапы развития ускорителей тяжелых ионов, таким образом, обусловлены прежде всего необходимостью повышения энергии и интенсивности пучков, расширения спектра ускоряемых ионов, а также появлением потребности в создании накопителей. Проблема ускорения тяжелых ионов неразрывно связана с созданием эффективных источников, позволяющих генерировать интенсивные пучки многозарядных ионов.

Работы по ускорителям тяжелых ионов сосредоточены в ОИЯИ — международном научном центре стран социалистического содружества — и в ИТЭФ. В начале 70-х годов в Лаборатории высоких энергий ОИЯИ возникло новое важное направление, получившее название физики релятивистских ядер: на синхрофазотроне ОИЯИ были ускорены многие легкие ядра до релятивистских энергий. В последующие годы непрерывно осуществлялась модернизация синхрофазотрона, а также были созданы источ-

ники тяжелых ядер, в том числе работающие на новых принципах — электронно-лучевом и лазерном. Это позволило повысить интенсивность пучков легких ядер и расширить набор ускоряемых средних ядер, начать физические исследования на пучках поляризованных дейтронов. В настоящее время работа физических установок в трех экспериментальных залах обеспечивается высокоэффективной системой вывода ядер с энергией от 500 МэВ/нуклон до 4,2 ГэВ/нуклон.

Дальнейшее продвижение по массам и интенсивности ускоряемых ионов намечается осуществить после усовершенствования ионных источников, а впоследствии и за счет увеличения энергии линейного ускорителя — инжектора до 10–12 МэВ/нуклон. Кроме того, завершён монтаж и проведены испытания криопанелей в вакуумной камере синхрофазотрона, что позволило примерно на порядок улучшить вакуум.

В ИТЭФ строится комплекс на энергию около 3 ГэВ/нуклон (уран), он создается на базе действующего и уже ранее модернизированного протонного синхротрона ИТЭФ; комплекс будет сооружаться поэтапно, что позволит уже в XII пятилетке начать эксперименты на пучках ионов урана с энергией примерно 1 ГэВ/нуклон. В ИТЭФ развертываются также исследования возможности осуществления инерционного термоядерного синтеза с пучками тяжелых ионов: уже проведен большой цикл расчетно-теоретических работ, связанных с определением основных параметров линейного ускорителя-драйвера, успешно испытана секция для начальной части линейного ускорителя двухзарядных ионов висмута, создан комплекс магнитотвердых квадрупольных линз для резонатора Альвареса и др.

В Лаборатории ядерных реакций ОИЯИ уже в течение многих лет проводятся работы по созданию установок циклотронного типа, на которых при ускорении тяжелых ионов до энергии порядка 100 – 200 МэВ/нуклон может быть достигнута большая интенсивность пучков ионов в широком диапазоне масс. После запуска в 1979 г. мощного изохронного циклотрона Ц-400 на энергию 13–6 МэВ/нуклон (ионы азота — ионы криптона) и интенсивность $3 \cdot 10^{14} - 5 \cdot 10^{11}$ ион/с и создания впослед-

ствии разветвленной системы транспортировки пучков основные усилия были направлены на разработку проекта ускорительного комплекса тяжелых ионов У-400 + У-400 М и моделирование ряда узлов и систем его второй ступени (У-400 М). Впервые создание тандемов из циклотронов было предложено и осуществлено в Лаборатории ядерных реакций ОИЯИ еще в 1971 г.

Циклотронный комплекс У-400 + У-400М (рис. 6.4) предназначен для ускорения ионов до энергии 120 МэВ/нуклон (кислород-уран) с интенсивностью $5 \cdot 10^{12} - 10^{11}$ ион/с, причем вторая ступень комплекса будет создана на базе циклотрона У-300, а использование ускорителей У-200 и У-400 в качестве инжекторов для второй ступени представляется наиболее эффективным способом получения пучков с требуемыми параметрами.

Этот комплекс позволит иметь пучки ионов, начиная от кислорода вплоть до урана. Идеи и научно-технические решения, принятые в проекте У-400 + У-400 М, сохраняют возможность дальнейшего развития комплекса в целях повышения энергии и интенсивности ускоряемых пучков; сооружение этой установки существенно расширит возможности проведения экспериментов как по физике тяжелых ионов, так и в смежных областях знаний.

В настоящее время теоретические и экспериментальные исследования по проблеме ускорения тяжелых ионов проводятся во многих научных центрах нашей страны. В ИЯИ АН УССР с 1976 г. эксплуатируется один из крупнейших в Европе изохронных ускорителей — циклотрон У-240 на энергию 80 МэВ по протонам, в ИАЭ предполагается реконструировать действующий циклотрон, используя сверхпроводящую обмотку, продолжатся работы по ускорителям тяжелых ионов в ХФТИ и в других организациях.

Для проведения научных исследований необходимы непрерывные, обладающие высокой моноэнергетичностью и стабильностью пучки частиц, энергию которых можно плавно изменять. Всеми перечисленными достоинствами обладают электростатические ускорители, и в настоящее время в ФЭИ начато сооружение электростатического перезарядного ускорителя ЭП-15 на энергию 15 МэВ по протонам.

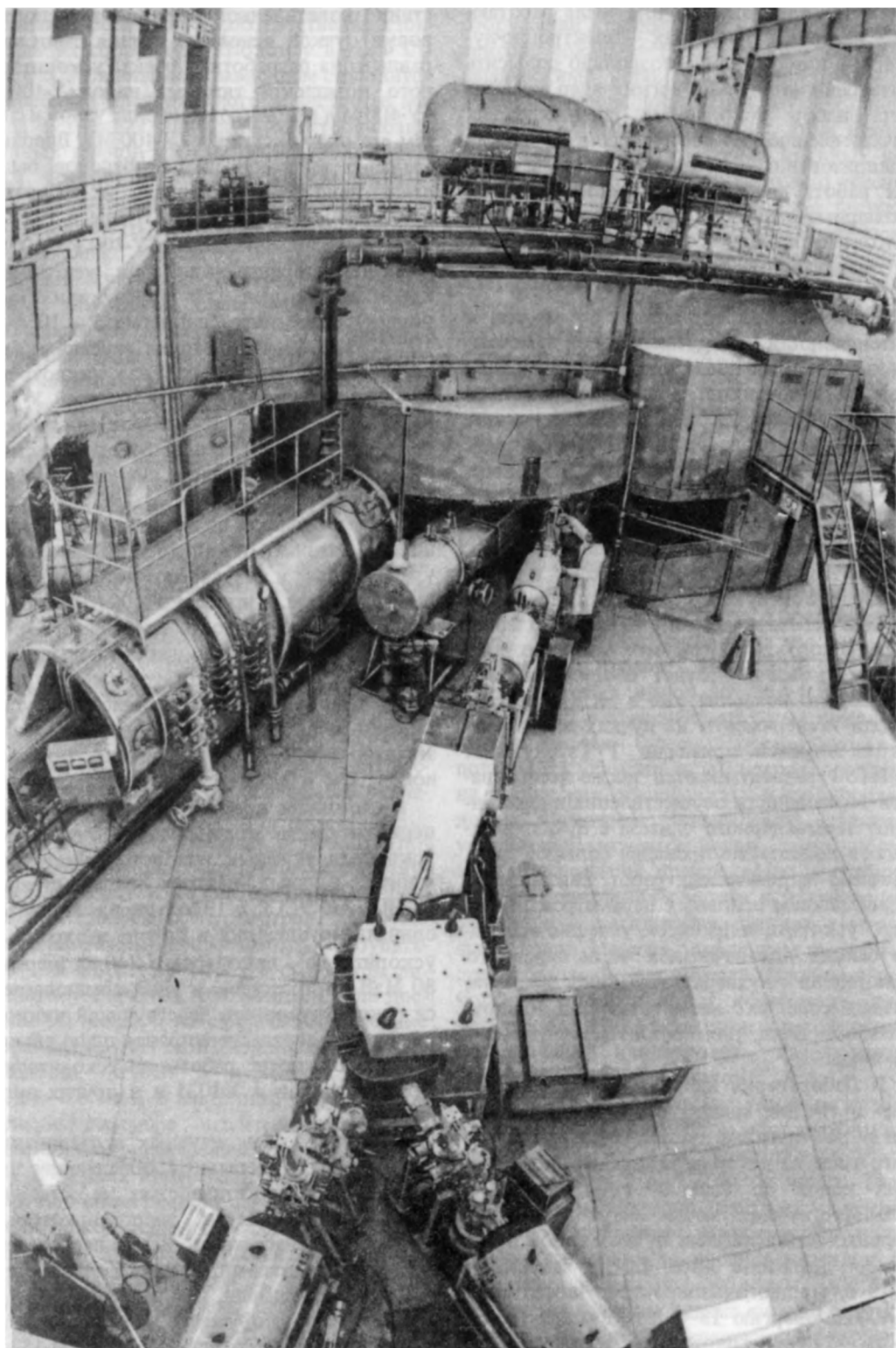


Рис. 6.4. Мощный изохронный циклотрон У-400

Один из путей создания ускорителей тяжелых частиц — использование методов коллективного ускорения. За прошедшие годы высказано много интересных идей, предложено и исследовано большое количество разных схем, однако уже сейчас можно выделить следующие основные направления в этой области: ускорение в поле пространственного заряда, ускорение волнами пространственного заряда, создание коллективно-фокусирующего ускорителя и ускорителя с электронными кольцами.

В первых трех упомянутых направлениях работ по коллективному ускорению имеются определенные успехи, хотя остающиеся трудности еще велики. Наибольшие успехи достигнуты в направлении создания ускорителей с электронными кольцами.

Еще в начале 70-х годов на моделях ускорителей в ОИЯИ были подтверждены основные принципы ускорения с элементарными кольцами, а в конце 70-х годов был создан прототип ускорителя с коллективным ускорением. На нем были получены ускоренные ионы азота и ксенона с энергией 2 МэВ/нуклон.

В настоящее время в завершающей стадии находится сооружение такого ускорителя тяжелых ионов КУТИ-20 на энергию 20 МэВ/нуклон (независимо от типа ионов) и интенсивность $10^{12} - 10^{13}$ част/с. Закончена наладка отдельных систем ускорителя и начаты работы по пуску его первой очереди, включающей в себя ускоритель электронов на энергию 2–2,5 МэВ и ток до 1 кА, адгезатор для формирования электронных колец и загрузки их ионами, систему магнитного ускорения колец до энергии 2 МэВ/нуклон и систему ускорения в импульсном индукционном поле.

Большой вклад в развитие методов коллективного ускорения внесли ученые ХФТИ, ФИАН, ИЯФ СО АН СССР, Научно-исследовательского института ядерной физики (НИИЯФ) в Томске, ИТЭФ и др.

Таким образом, в последние 15 лет благодаря усилиям советских ученых возникло новое направление в ускорительной науке и технике, которое может привести к получению интенсивных пучков ионов при энергии несколько сотен мегаэлектронвольт на нуклон.

Естественное стремление ко все более высоким энергиям привело к тому, что область ускорителей средних энергий была освоена так быстро, что многие исследования, особенно связанные с физикой атомного ядра, остались как бы в стороне от основной линии развития физики. Этот пробел призваны восполнить сильноточные протонные ускорители на среднюю энергию, которые являются современными ядерно-физическими инструментами для проведения фундаментальных и прикладных исследований во многих областях науки и народного хозяйства.

В Институте ядерных исследований (ИЯИ) АН СССР сооружается мезонная фабрика, основой которой является линейный ускоритель протонов и отрицательных ионов водорода на энергию 600 МэВ и суммарный средний ток 0,5 мА. Ускорение пучков отрицательных ионов водорода имеет особое значение, так как их можно использовать для перезарядной инжекции в кольцевые накопители или во вторую ступень мезонной фабрики (каон-антипротонную фабрику), одним из вариантов которой может быть быстроциклический синхротрон.

В первой части линейного ускорителя Московской мезонной фабрики ионы ускоряются до энергии 100 МэВ, а ускорение до конечной энергии происходит во второй, основной части на более высокой частоте; на входе ускорителя установлены инжекторы протонов, отрицательных ионов водорода и поляризованных протонов. К особенностям линейного ускорителя относится использование в его основной части нового типа ускоряющей структуры, получившей мировое признание, — структуры с шайбами и диафрагмами, обладающей рядом достоинств по сравнению с ранее применявшимися структурами, а также наличие системы подавления когерентных фазовых колебаний, системы регулирования поперечного положения двухкомпонентного пучка и др.

В настоящее время на Московской мезонной фабрике завершены основные строительные работы по объектам сильноточного линейного ускорителя; смонтирован пол-

ный комплект мощных генераторов системы высокочастотного питания, в туннеле ускорителя установлены секции ускоряющих резонаторов, фокусирующие дублеты и волноводные тракты вплоть до энергии 250 МэВ. В ИЯИ АН СССР разработан, изготовлен и эксплуатируется автоматизированный комплекс для измерения и настройки параметров ускоряющей системы линейного ускорителя, создан действующий макет источника поляризованных протонов, выполнен большой объем работ и по другим системам комплекса.

Сильноточные протонные и дейтонные ускорители приобретают большое значение в связи с развитием обширной программы по управляемому термоядерному синтезу, составной частью которой являются исследования по радиационному материаловедению, связанные с разработкой конструкционных материалов для стенки термоядерных реакторов. Для таких исследований нужны нейтронные генераторы. Наиболее перспективная конструкция такого генератора содержит сильноточный ускоритель дейтонов на энергию 35 МэВ и непрерывный ток пучка 100–200 мА и жидкую литиевую мишень.

Схема такого высокопоточного нейтронного генератора на базе двухчастотного линейного ускорителя дейтонов была предложена в ИТЭФ. Важность создания установок такого типа обусловлена в значительной степени и тем, что они могут быть прообразом (или начальной частью) ускорителя для использования в электроядерном методе производства ядерного топлива либо в гибридном термоядерном реакторе с применением μ -катализа.

В ОИЯИ введен в действие модернизированный протонный фазотрон на энергию 680 МэВ и получен ток внутреннего пучка до 7 мкА.

В ЛИЯФ АН СССР проводятся работы по модернизации крупнейшего синхроциклотрона на энергию протонов 1 ГэВ (реконструкция протонного тракта, вывод из камеры второго независимого протонного пучка для медицинских целей и т.д.). В настоящее время в институте изучается возможность создания каон-нейтронного генератора на энергию 3,7 ГэВ и интенсивностью пучка 0,1–0,5 мА, который можно рассматривать как одну из альтернатив ускорительной базы института.

В зависимости от энергии ускоренных частиц электронные ускорители можно подразделить на две группы. К первой относятся ускорители электронов на энергию больше 50 МэВ, а ко второй — ускорители электронов низкой энергии, которые находят применение, как правило, в народном хозяйстве и медицине. Здесь основное внимание будет уделено ускорителям именно первой группы, представляющим интерес для фундаментальных и прикладных исследований.

В настоящее время проводится модернизация электронного синхротрона на энергию 5 ГэВ Ереванского физического института (ЕрФИ), цель которой — увеличение энергии до 6,5 ГэВ и значительное повышение интенсивности. В рамках намеченных работ предполагается осуществить реконструкцию всех основных систем ускорителя, в том числе заменить существующий инжектор. Предусматривается также создание накопителя электронов на энергию 1,7 ГэВ, который сможет работать как от электронного синхротрона, так и от отдельного инжектора.

На электронных синхротронах ФИАН "Пахра" на энергию 1,2 ГэВ и С-60 на энергию 0,6 ГэВ усовершенствованы отдельные системы, что привело к повышению интенсивности ускоренных пучков.

В ХФТИ установка промежуточного инжектора на линейном ускорителе электронов ЛУЭ-2 на энергию 1,7 ГэВ обеспечила одновременную работу ускорителя в двух режимах (при энергиях 100–300 и 200–300 МэВ), а в результате проведенных работ на линейном ускорителе ЛУЭ-300 на энергию 300 МэВ существенно повышена интенсивность (до 20 мкА) и реализованы новые режимы работы, что значительно расширило программу проводимых в ХФТИ исследований.

В настоящее время решение ряда важных ядерно-физических и прикладных задач связано с созданием электронных ускорителей на энергию несколько гигаэлектрон-вольт с коэффициентом заполнения пучка 0,8–1,0, средним током не менее 100 мкА. Ввод в строй ускорительного комплекса с указанными параметрами в ближайшие 10–15 лет расширит экспериментальную базу отечест-

венной ядерной физики и позволит обеспечить возможность проведения экспериментов, не реализуемых на других ускорителях, в СССР и за рубежом.

В связи с этим в ФИАН разработано предложение по созданию каскада электронных ускорителей-рециркуляторов непрерывного

ний в области физики твердого тела, химии, биологии и т.д.

Для исследований, связанных с использованием синхротронного излучения, в настоящее время выделяется достаточно много рабочего времени на установках, первоначально предназначавшихся только для физи-

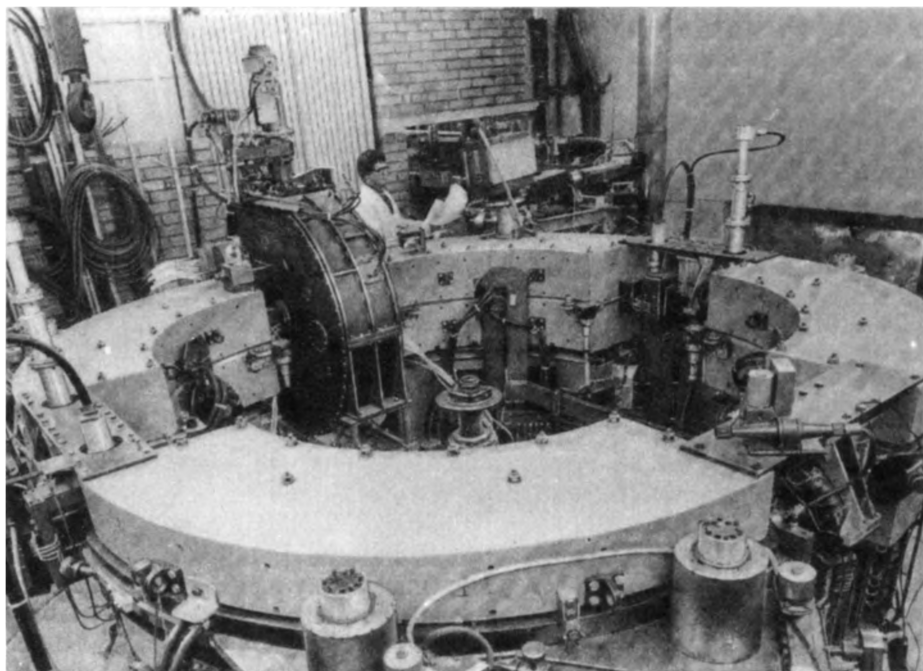


Рис. 6.5. Первая ступень источника синхротронного излучения в ИАЭ им. И.В. Курчатова — электронный синхротрон "Сибирь-1"

действия на энергию 4 ГэВ и интенсивность $2 \cdot 10^{15}$ электрон/с, а в ХФТИ начаты работы по комплексу ЛУЭ-НР-2000, предусматривающие сооружение после ЛУЭ-2 накопителя на энергию 500–2000 МэВ и средний ток 10–100 мкА с коэффициентом заполнения 0,5, который может быть получен только с накопителем. Одной из ступеней предлагаемого в ФИАН СССР сильноточного ускорительного комплекса может служить разрезной микротрон непрерывного действия на энергию 100 МэВ и средний ток 100 мкА, разработка которого ведется в Научно-исследовательском институте ядерной физики МГУ. Все больший размах приобретает сооружение на основе ускорителей электронов специализированных источников синхротронного излучения, предназначенных для широкого круга исследова-

ки высоких энергий. Перспективным представляется создание по крайней мере двух типов специализированных источников синхротронного излучения: на основе слабофокусирующего синхротрона на энергию порядка 0,5–1,0 ГэВ и на основе жесткофокусирующего синхротрона на энергию около 2–2,5 ГэВ. Именно по такой схеме в ИАЭ им. И.В. Курчатова сооружается специализированный источник синхротронного излучения, который обеспечит проведение исследований в диапазоне длин волн 0,1 – 2000 Å. Инжектором в первый, уже действующий синхротрон "Сибирь-1" (рис. 6.5) на энергию 450 МэВ и ток 0,13 А является линейный ускоритель "Факел" на энергию 60 МэВ. В качестве второй ступени источника будет использоваться сооружаемый жесткофокусирующий синхротрон "Си-

бирь-2" на энергию 2,5 ГэВ и ток более 100 мА.

В последнее время все большее внимание привлекают задачи получения и транспортировки мощных импульсных пучков заряженных частиц, т.е. пучков с энергией до 10 МэВ и током до нескольких мегаам-

пи высоких напряжений, высоковольтной импульсной техники, техники больших импульсных токов и техники генерирования мощных импульсов рентгеновского излучения.

И несмотря на трудности, которые еще не полностью преодолены (например, раз-

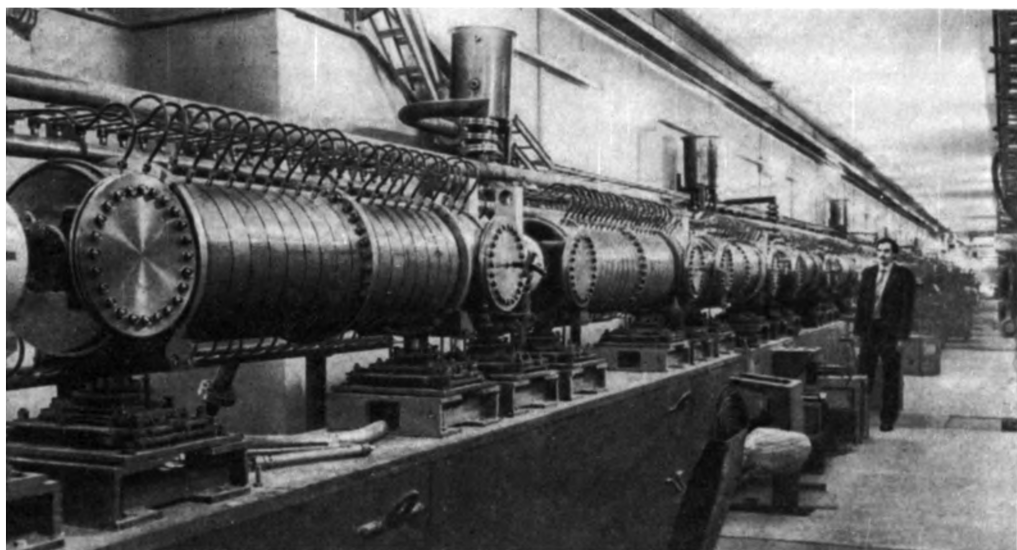


Рис. 6.6. Импульсный сильнотоочный ускоритель ТОНУС-2 в НИИ ядерной физики г. Томска

пер в импульсах длительностью в несколько десятков наносекунд. Такие пучки применяются при изучении физики плазмы и проблемы управляемого термоядерного синтеза, для коллективного ускорения и генерации сверхвысокочастотных волн, для накачки лазеров и в ядерной физике, при получении мощного тормозного излучения, в различных технологических процессах.

Импульсные сильнотоочные ускорители

Получение и использование мощных импульсных пучков стало возможным вследствие быстрого развития в последнее десятилетие нового класса ускорителей прямого действия — импульсных сильнотоочных ускорителей с мощностью пучка в импульсном режиме до 10^{13} Вт. Появлению этих ускорителей предшествовало несколько десятилетий интенсивной работы в области техни-

работка и создание мощных электронных пушек), в решении этой проблемы достигнуты значительные успехи. Появляются новые важные направления исследований — к одному из самых интересных и многообещающих можно отнести генерацию мощных ионных пучков (в том числе пучков отрицательных ионов).

Большой вклад в исследования по импульсным сильнотоочным ускорителям внесли научные коллективы ФИАН СССР, Научно-исследовательского института ядерной физики в г. Томске, ИАЭ им. И.В. Курчатова, Научно-исследовательского института электрофизической аппаратуры (НИИЭФА) им. Д.В. Ефремова, ИЯФ СО АН СССР и др. На созданных в этих институтах ускорителях Эрг, ТОНУС-2 (рис. 6.6), АКВАГЕН, НЕВА-1 и других выполнены важные работы, в значительной степени обеспечившие быстрое развитие этого направления ускорительной науки и техники. В ИАЭ им. И.В. Курчатова в настоящее время соору-

жен ускорительный комплекс "Ангара-5", который является базовым в советской программе работ по управляемому термоядерному синтезу с пучковым и лайнеровым иницированием.

Линейные индукционные ускорители

При энергии частиц порядка 10 МэВ или больше размеры импульсных высоко-точных ускорителей существенно возрастают и для ускорения высокоэнергетических пучков представляется целесообразным использовать линейные индукционные ускорители. Реализованные в начале 60-х годов в СССР и в США, эти ускорители в настоящее время переживают второе рождение. Обусловлено это тем, что на практике удалось показать предполагавшиеся ранее уникальные возможности ускорителей данного типа.

К достоинствам линейных индукционных ускорителей относятся отсутствие ограничений на массу ускоряемой частицы и на конечную энергию, сравнительно высокий полный КПД, достигающий до 0,4. Необходимо подчеркнуть, что в линейных индукционных ускорителях целесообразно ускорять именно большие токи частиц.

Возможности линейных индукционных ускорителей в полной мере могут быть реализованы при получении интенсивных импульсов нейтронов, в управляемом термоядерном синтезе с пучками ионов, при коллективных методах ускорения и генерировании сверхвысокочастотных колебаний, а также во многих областях современной технологии (особенно энергоемкой) и народного хозяйства.

Работы по линейным индукционным ускорителям в нашей стране начались в связи с исследованием методов коллективного ускорения, а несколько лет назад в ОНМУ ОИЯИ был осуществлен успешный запуск ускорителя СИЛУНД-20, что позволило в 1984 г. получить в адгезаторе КУТИ-20 электронные кольца с проектным числом электронов порядка 10^{13} , осуществить их вывод и ускорение в градиентном поле.

В Лаборатории нейтронной физики ОИЯИ ведется монтаж линейного индукционного ускорителя ЛИУ-30/250 на энергию 30 МэВ и импульсный ток 250 А, ко-

торый будет использоваться в качестве инжектора импульсного реактора на быстрых нейтронах ИБР-2. Средний ток ускоряемого пучка электронов составит 8 МА (т.е. средняя мощность пучка превысит 200 кВт). В НИИЭФА сооружена установка (ЛИУ-0,75/250), повторяющая начальную часть ускорителя ЛИУ-30/250; на установке были получены проектные параметры.

Для работ по методам коллективного ускорения, проводимых в ИТЭФ, в процессе наладки находится линейный индукционный ускоритель ЛИУ-5/5000 на энергию 5 МэВ и импульсный ток 5 кА, разработанный и изготовленный в НИИЭФА.

Таким образом, наряду с непрерывным развитием установок для физики высоких энергий развивается физика пучков относительно низкой энергии, но высокой интенсивности; эти пучки находят широкое применение в различных отраслях народного хозяйства.

Новые методы ускорения заряженных частиц

В настоящее время разработка новых методов ускорения заряженных частиц стала объективной необходимостью, так как материальные затраты и усилия, связанные с созданием "обычных" ускорительно-накопительных комплексов для физики высоких энергий, уже приблизились к пределу. Хотя новые методы и обещают значительное повышение темпа ускорения, следует избегать излишнего оптимизма, ибо только крупномасштабные эксперименты смогут выявить все практически трудности реализации этих методов. Ближайшими задачами новых методов можно считать, по-видимому, получение энергии порядка нескольких сотен гигаэлектрон-вольт и темпа ускорения порядка нескольких сотен мегаэлектрон-вольт на метр для электронов (соответственно несколько десятков тераэлектрон-вольт и не менее гигаэлектрон-вольт на метр для протонов).

Первые предложения по новым методам ускорения были сделаны сразу после появления лазеров учеными ФИАН, когда ими было рассмотрено авторезонансное ускорение, т.е. ускорение в поле плоской электромагнитной волны при наличии сильного

продольного магнитного поля. Принцип авторезонансного ускорения был проверен экспериментально в сверхвысокочастотном диапазоне, а обращенный вариант этой схемы находит успешное применение в лазерах на циклотронном авторезонансе. Практически тогда же в ФИАН СССР было предложено квазилинейное ускорение частиц волной, когда в отличие от авторезонансного ускорения используется не продольное, а поперечное "синхронизирующее" магнитное поле (по современной терминологии эта схема ускорения называется обращенным лазером на свободных электронах).

В институтах Советского Союза еще с начала 70-х годов ведутся работы по изучению возможности ускорения частиц с помощью обращенного эффекта Вавилова—Черенкова в различных средах; особое внимание уделяется вопросам устойчивости движения. В частности, было показано, что эта устойчивость есть только при достаточно большой напряженности электрического поля лазерного пучка и что в поле пикосекундной длительности лазерных импульсов с потоком 10^{14} Вт/см² многократное рассеяние в среде не может существенным образом препятствовать длительному ускорению частиц.

В настоящее время принято различать три основных класса схем, предназначенных для ускорения заряженных частиц лазерными пучками: ускорение свободными полями в вакууме (например, квазилинейное ускорение), ускорение частиц приграничными полями (этот метод основан на применении нагруженных волноводных и резонаторных структур) и ускорение частиц полями, возбуждаемыми в средах, в которых распространяется ускоряемый пучок частиц.

Работы по всем схемам новых методов ускорения заряженных частиц разворачиваются в настоящее время в ЕрФИ, ХФТИ АН УССР, ФИАН СССР, ОИЯИ и в других научных центрах. Например, в Ереванском физическом институте была обнаружена интересная возможность создания больших полей с помощью так называемого вторичного обращения эффекта Вавилова—Черенкова, а также показана принципиальная возможность использования для ускорения заряженных частиц обращения эффекта переходного излучения. Учеными СССР про-

водятся работы по методу ускорения заряженных частиц поверхностными волнами, возникающими на границе вакуума и диэлектрика при выполнении условия полного внутреннего отражения, а также теоретические исследования по возбуждению электронами стационарных нелинейных волн (которые могут распространяться без существенного изменения амплитуды на значительные расстояния) в холодной бестолкновительной плазме с неподвижными ионами.

Большое внимание ереванскими учеными уделяется проблемам лазерного ускорения заряженных частиц в ондуляторе.

6.4. Ускорители заряженных частиц в народном хозяйстве и медицине

Бурное развитие ускорительной науки и техники обусловлено прежде всего потребностями фундаментальных исследований; оно сопровождается все более широким использованием различных видов излучений в самых разнообразных областях человеческой деятельности. Достаточно отметить, что около 90% ускорителей являются ускорителями на малую энергию и в основном используются для прикладных целей. Естественно, что к этим ускорителям предъявляется ряд специфических требований (простота в обслуживании, экономичность, надежность). Поэтому для практических применений используются, как правило, простейшие ускорители, изготовленные с учетом новейших достижений современной технологии.

Наибольшее применение ускорители находят в дефектоскопии и активационном анализе, в производстве короткоживущих и ультракороткоживущих радионуклидов и создании радиофармпрепаратов на их основе, в радиационном модифицировании, в производстве "ядерных" фильтров, в сельском хозяйстве и во многих других областях.

Развитие прикладных исследований на пучках заряженных частиц и создание ускорителей для медицины и народного хозяйства тесно связаны с прогрессом в области современной мощной ускорительной техники. Например, форинжеры установок с встречными пучками в ИЯФ СО АН СССР послужили прототипом мощных элек-

тронных ускорителей для радиационной технологии, а в ОИЯИ было начато изготовление "ядерных" фильтров, которые существенно превосходят по прозрачности и однородности все другие фильтры, применяющиеся в лабораториях и в промышленности для фильтрации растворов.

лей проводится сейчас на протонном синхротроне ИТЭФ, где курс протонной терапии прошло около 1500 человек, и на синхротроне ЛИЯФ АН СССР. Успехи такого лечения оказались столь серьезными, что вскоре, по-видимому, встанет вопрос о сооружении специальных лечебных центров

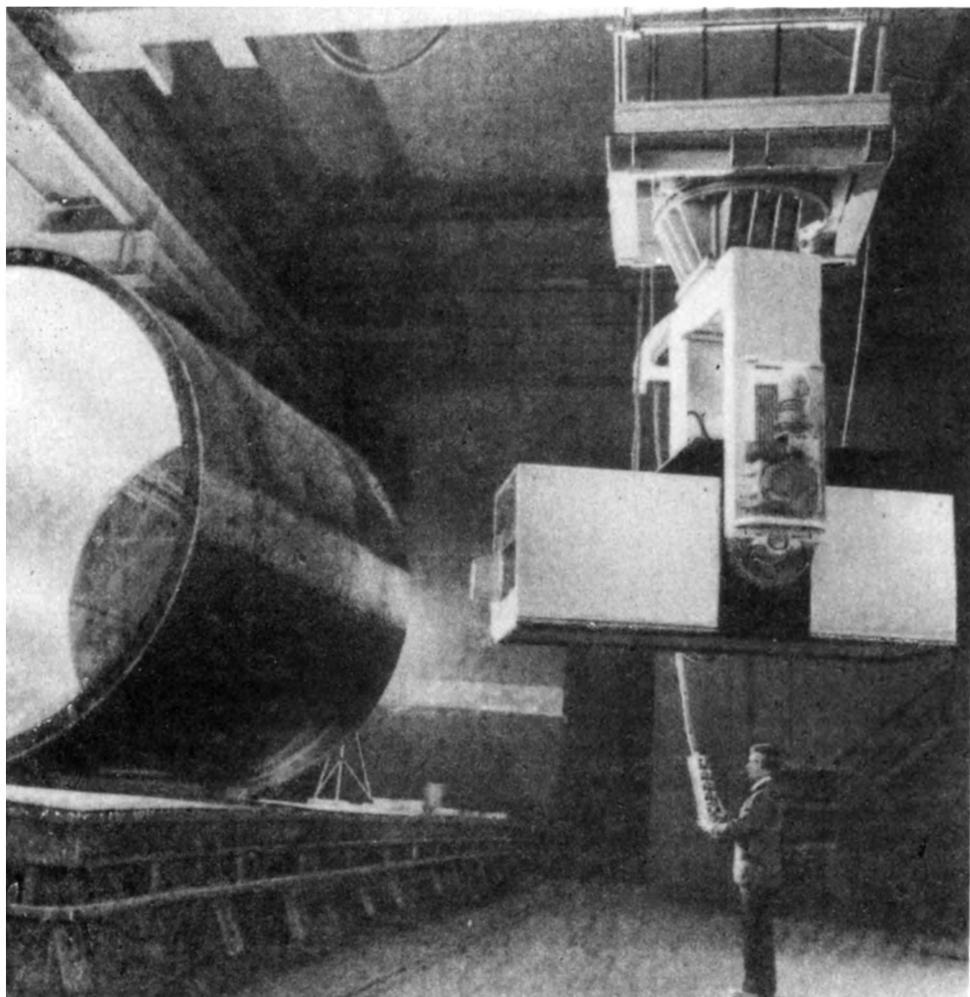


Рис. 6.7. Ускоритель ЛУЭВ-5-500Д в камере просвечивания производственного объединения "Ижорский завод"

Непрерывно расширяется использование в прикладных целях и в медицине ускорителей, ранее предназначавшихся только для проведения физических исследований. В настоящее время продолжается развитие лучевой терапии с помощью тяжелых частиц, в том числе протонов. Разработка методик протонной терапии злокачественных опухо-

со специально построенными протонными ускорителями.

Для прикладных целей используются ускорители различных типов — от высоковольтных генераторов до синхротронов. В настоящее время наиболее широко применяются электронные пучки, что обусловлено высокой интенсивностью электронных

ускорителей, простотой их обслуживания и относительно небольшой стоимостью. При энергиях до 1–2 МэВ, как правило, применяются высоковольтные ускорители, а при более высокой энергии — линейные и индукционные.

Линейные резонансные ускорители элек-

В Научно-исследовательском институте электронной интроскопии (г. Томск) на основе бетатронов разработано несколько вариантов установок, которые успешно применяются для дефектоскопии в стационарных и нестационарных условиях, для исследования быстропротекающих процессов и

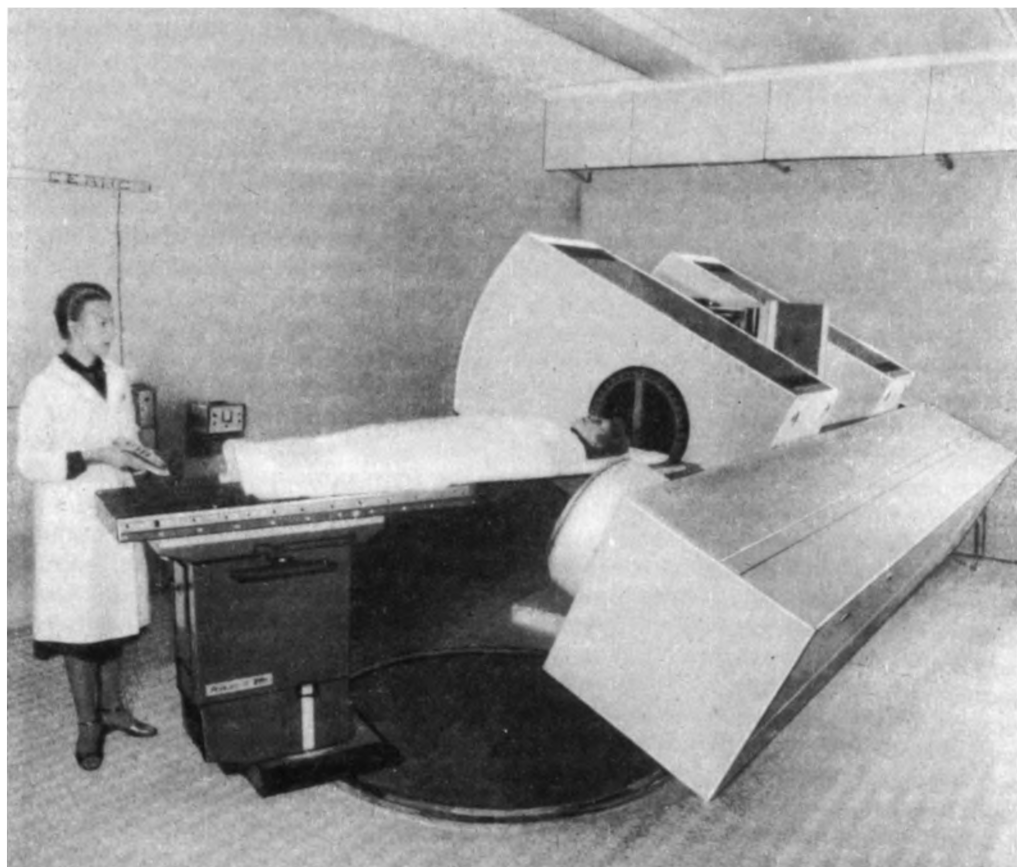


Рис. 6.8. Ускоритель ЛУЭВ-15МЭ на клинических испытаниях в ЦНИИРРИ

тронов устанавливаются непосредственно на промышленных предприятиях, в частности в энергомашиностроении. Терапевтические ускорители этого же типа предназначены для онкологических клиник. Они должны обладать повышенной надежностью и простотой обслуживания и в то же время удовлетворять довольно жестким требованиям к параметрам пучка и поля излучения. Широкое применение находят ускорители ЛУЭВ-5-500Д для дефектоскопии (рис. 6.7) и ЛУЭВ-15МЭ (рис. 6.8) для лучевой терапии, разработанные в НИИЭФА.

активационного анализа. Эти установки отличаются простотой, надежностью и дешевизной. Все большее применение для дефектоскопических целей находят компактные микротроны трехсантиметрового диапазона, разработанные в Саратовском государственном университете им. Н.Г. Чернышевского.

Высоковольтные ускорители широко применяются в радиационной технологии. Наиболее освоены радиационное модифицирование изоляции в кабельной промышленности, производство термоусаживающихся

изделий и отверждение лакокрасочных покрытий. Характерные тенденции здесь — увеличение мощности и расширение диапазона рабочих энергий. Ускорители этого класса разрабатываются в НИИЭФА, ИЯФ СО АН СССР, в Московском радиотехническом институте АН СССР.

В Московском инженерно-физическом институте проводятся работы по созданию малогабаритных линейных ускорителей электронов различного назначения, работающих в трехсантиметровом диапазоне, а также ускорителей легких ионов для народного хозяйства и прикладных исследований.

Значительно расширяется область применения циклотронов в различных отраслях народного хозяйства и медицины, причем характеристики используемых пучков отличаются большим разнообразием. Основными сферами применения циклотронов в настоящее время являются активационный анализ, производство радионуклидов для фармпрепаратов и нейтронная терапия. Поэтому в циклотронах прикладного применения, разрабатываемых НИИЭФА, четко определены тип ускоряемого иона, энергии и ток пучка на мишени, что позволило существенно упростить их конструкцию и повысить надежность работы.

В ОИЯИ для получения ядерных фильтров создан циклический имплантатор тяжелых ионов ИЦ-100, на котором уже получены проектные параметры пучков. Несомненно, что применение пучков тяжелых ионов внесет существенный, а в ряде областей тонкой технологии решающий вклад в повышение эффективности производственных процессов.

Использование ускорителей заряженных частиц в народном хозяйстве дает значительный экономический эффект. Например, эффект от применения ускорителей только ИЯФ СО АН СССР и только в кабельной промышленности в XI пятилетке оценивается в несколько сотен миллионов рублей. Исключительно важны работы ИЯФ СО АН СССР по радиационной дезинсекции зерна (рис. 9). В настоящее время тенденции развития ускорителей ИЯФ СО АН СССР можно охарактеризовать следующим образом: повышение мощности до 100 кВт при энергии 3–5 МэВ, широкое применение ЭВМ и снижение габаритов ускорителей.

Для различных технологических приложений все шире используются электронные пучки большого поперечного течения (например, для облучения больших поверхностей и значительных газовых объемов). По многим конструктивным особенностям установки для получения пучков большо-

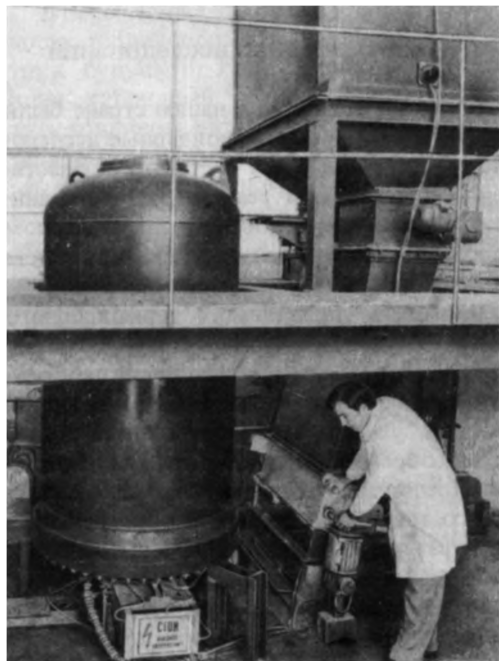


Рис. 6.9. Линия радиационной дезинсекции зерна на Одесском портовом элеваторе

го поперечного сечения идейно близки к инжекторам в токамаки, однако по ряду причин это направление в значительной степени развивается независимо.

В течение последних 15 лет созданы ускорители заряженных частиц, работающие непосредственно в цехах, преодолен психологический барьер их внедрения; ускорители работают на медицину и народное хозяйство нашей страны уже примерно в 40 городах.

Основными тенденциями развития ускорителей заряженных частиц для медицины и народного хозяйства являются автоматизация, увеличение надежности работы, использование модульного принципа и существенное снижение массогабаритных характеристик.

УПРАВЛЯЕМЫЙ ТЕРМОЯДЕРНЫЙ СИНТЕЗ И ФИЗИКА ПЛАЗМЫ

7.1. Направления исследований

Более 30 лет назад в нашей стране были начаты интенсивные термоядерные исследования. Цель этих работ состоит в осуществлении управляемой реакции ядерного синтеза легких элементов и в практическом использовании выделяющейся при этом энергии.

Проблема управляемого термоядерного синтеза оказалась чрезвычайно сложной. Прежде чем перейти к практическому осуществлению управляемой термоядерной реакции, ученым пришлось создать новую ветвь современной физики — науку о плазме. Представление о плазме как о четвертом состоянии вещества при очень высоких температурах возникло еще в начале нашего века, однако современная физика плазмы имеет возраст около 20 лет. Ведущий вклад в ее разработку в области как теории, так и эксперимента внесли советские ученые.

В начале более заманчивой казалась цель овладения D — D-реакцией, в которой происходит слияние двух ядер тяжелого водорода — дейтерия. Количество его в природе с точки зрения энергетического обеспечения человечества практически безгранично. Энергия, которая может быть извлечена из дейтерия, содержащегося в 1 л обычной воды, эквивалентна примерно 300 л бензина. Кроме того, с точки зрения использования дейтерия в энергетике он относительно дешев и способы его извлечения не сложны. В процессе работы над проблемой управляемого синтеза стало ясно, что сначала нужно овладеть несколько более легко осуществляемой и интенсивно протекающей D—T-реакцией слияния ядер дейтерия и трития — более тяжелой разновидности водорода.

Трития в природе практически нет. Однако его можно получить в необходимых количествах из лития, облучая послед-

ний нейтронами. Такое облучение можно проводить в обычных ядерных, а впоследствии — в термоядерных реакторах. Нейтроны D—T-реакции имеют очень большую энергию — 14,1 МэВ, поэтому в природной смеси лития с изотопами ${}^7\text{Li}$ и ${}^6\text{Li}$ нейтроны от D—T-реакции производят два типа ядерных реакций: они могут разбить ${}^7\text{Li}$ на составные части — гелий и тритий (при этом нейтрон расходует часть своей энергии), а кроме того, нейтрон поглощается изотопом ${}^6\text{Li}$ и при этом опять образуется два ядра — гелий и тритий. Таким образом, возвращая тритий в цикл горения, мы получаем условную результирующую реакцию $\text{D} + \text{Li} \rightarrow 2{}^4\text{He} + 20 \text{ МэВ}$. Другими словами, эффективно сгорая, дейтерий и литий превращаются в гелий.

Извлекаемые по современной технологии мировые запасы лития оцениваются более чем в 10^7 т. Если учесть, что освобождаемая в термоядерной реакции энергия составляет почти 1 т условного топлива на 1 г лития, то ясно, что этих запасов хватит для обеспечения растущего мирового энергопотребления на несколько столетий. Таким образом, запасы лития с учетом современной технологии его извлечения могут обеспечить производство энергии в течение нескольких столетий при очень малых затратах на топливную составляющую [менее 0,01 коп/(кВт·ч)]. В воде мирового океана лития еще больше: его содержание достигает $2 \cdot 10^{11}$ т. Все это позволяет говорить об управляемом термоядерном синтезе как о практически неисчерпаемом источнике энергии даже в варианте D—T-реакции со сжиганием лития. А если удастся осуществить D—D-реакцию, то ресурсы энергии дейтерия в океане $1,4 \cdot 10^{20}$ т у.т. можно будет считать практически безграничными.

Для интенсивного протекания дейтерий-тритиевой реакции в магнитной ловушке

топливо необходимо нагреть до температуры около 100 млн. градусов. Чтобы зажженная термоядерная реакция не гасла, нужно, чтобы время ее остывания τ было не очень малым. Это время зависит от плотности плазмы n (число ядер в 1 см^3). Расчет показывает, что для протекания самоподдерживающейся реакции должен выполняться так называемый критерий Лоусона $n\tau > 10^{14}$.

Принципиально возможны два варианта осуществления термоядерной реакции — "спокойное" стационарное горение топлива при малой плотности в так называемых магнитных ловушках или последовательность микровзрывов плотных термоядерных мишеней. Для зажигания плазмы в магнитных ловушках можно использовать нагрев плазмы высокочастотным электромагнитным полем или пучками нейтральных атомов. А в системах с плотными мишенями при инерциальном удержании плазмы, чтобы инициировать термоядерный взрыв плотной небольшой мишени, можно использовать мощные корпускулярные или лазерные пучки либо быстро сжать мишень импульсным магнитным полем.

Все эти направления активно изучаются в институтах нашей страны. В принципе каждое из них позволяет рассчитывать на создание термоядерного реактора. Но в настоящее время наиболее продвинулось направление токамаков — тороидальных магнитных ловушек простейшего типа. Именно на этом направлении удалось выработать внутренне согласованную концепцию опытного термоядерного реактора (ОТР).

При выборе концепции ОТР учитывалась еще одна привлекательная возможность использования термоядерной реакции в варианте так называемого гибридного реактора синтез/деление. В таком реакторе можно лучше использовать уникальную особенность термоядерного реактора — его богатство нейтронами. В термоядерном реакторе на единицу мощности высвобождается практически на порядок больше нейтронов, чем в обычном ядерном реакторе на тепловых нейтронах. Поэтому разумно окружить камеру с протекающей в ней D—T-реакцией слоем (бланкетом) отвального урана, состоящего почти целиком из ^{238}U . Этот изотоп урана хорошо делится под действием термоядерных нейтронов с энергией

14,1 МэВ. При этом в урановом бланкете (слое) выделяется значительная дополнительная мощность, увеличивающая общую тепловую мощность реактора в 6—7 раз. Кроме того, в результате размножения нейтронов в уране обеспечивается наработка не только трития для собственных нужд, но и плутония — в среднем более 1,5 ядер ^{239}Pu на каждую D—T-реакцию.

В перспективе это создаст новые возможности топливообеспечения ядерной энергетики будущего. Расчеты показывают, что один гибридный реактор может обеспечить топливом пять обычных реакторов на тепловых нейтронах той же мощности. Кроме того, у гибридного реактора имеются возможности обогащения топлива (например, для атомных станций теплоснабжения) без его регенерации.

7.2. Токамаки

В настоящее время лидирующее положение среди экспериментальных установок, безусловно, занимают системы с магнитным удержанием плазмы, а точнее, та из них, которая называется "Токамак". В этой системе ток, текущий в наполненной водородом тороидальной камере, ионизует газ, а затем греет и удерживает возникшую плазму от контакта со стенками. Сильное внешнее магнитное поле, направленное вдоль направления тока, обеспечивает его устойчивость. "Токамак" по принципу действия часто сравнивают с электротехническим трансформатором, у которого вторичная обмотка заменена замкнутой кольцевой камерой с плазмой. Идея "Токамака" была впервые выдвинута советскими учеными, а затем практически осуществлена коллективом ученых Института атомной энергии им. И.В. Курчатова под руководством выдающегося советского физика академика Л.А. Арцимовича.

Начальные эксперименты на токамаках в 50-х годах давали неутешительные результаты. Потребовались большие совместные усилия советских теоретиков, экспериментаторов, инженеров, чтобы, наконец, в 1968 г. на "Токамаке-3" был достигнут первый крупный успех — водородную плазму удалось нагреть до 10 млн. градусов. В токамак поверили во всем мире, и 70-е годы

прошли под знаком последовательных успехов токамака, которые способствовали широкому развитию работ по управляемому термоядерному синтезу практически во всех развитых странах мира. Переориентировали свои национальные термоядерные программы на использование системы тока-

Совместные усилия ученых многих стран привели к быстрому прогрессу в понимании сущности явлений, происходящих в токамаке. Разработаны надежные способы нагрева плазмы до температуры реакции с помощью инжекции в установку ускоренных атомов водорода и введения в ряд мощ-

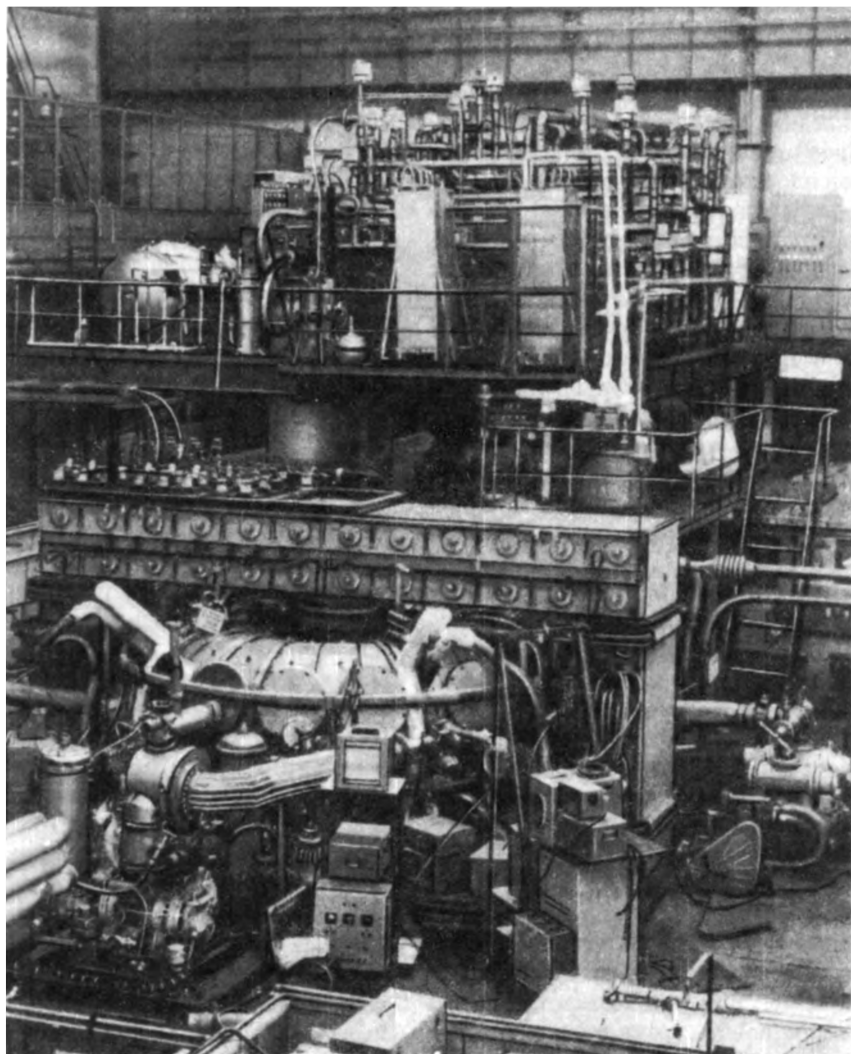


Рис. 7.1. Установка "Токамак-7"

мак США, Японии и европейские страны. В настоящее время в мире функционируют около 100 токамаков.

В ИАЭ им. И.В. Курчатова совместно с Научно-исследовательским институтом электрофизической аппаратуры (НИИЭФА) им. Д.В. Ефремова и НПО "Криогенмаш" были созданы новые крупные системы "Токамак-10" и "Токамак-7" (рис. 7.1).

ного СВЧ-излучения. Температуру плазмы в "Токамаке-10" удалось поднять до 40 млн. градусов. Возможность использования такого прогрессивного метода нагрева, позволяющего достигать эффективности ввода энергии примерно 90%, была обеспечена созданием в нашей стране нового класса мощных генераторов миллиметрового диапазона волн-гиротронов (мазеров на цик-

лотронном излучении). Огромная заслуга в развитии теории и инженерных проблем гиротронов принадлежит сотрудникам Института прикладной физики (ИПФ) АН СССР во главе с академиком А.В. Гапоновым-Греховым и промышленности. Гиротронный комплекс "Токамак-10" имеет мощность

ратурой около 100 млн. градусов и плотностью, необходимой для термоядерного реактора. Нагрев плазмы будет осуществлен с помощью комбинации гиротронов и инжекторов нейтральных частиц. Отличительной особенностью "Токамак-15" является использование в нем сверхпроводяще-

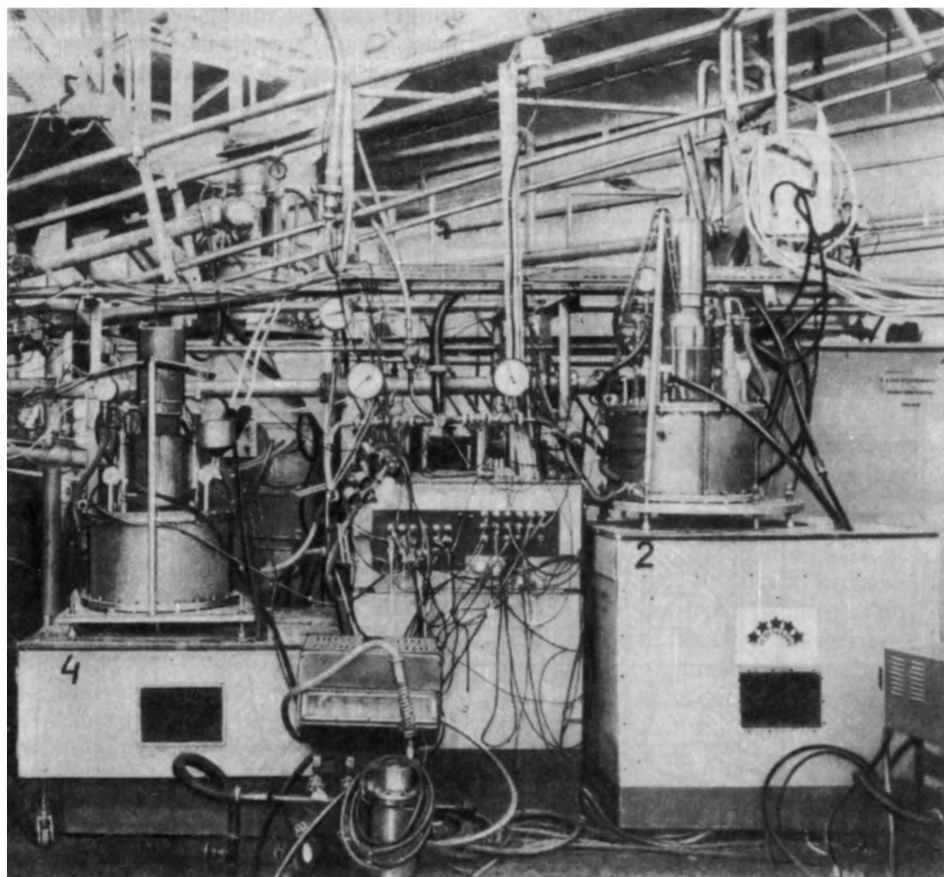


Рис. 7.2. Гиротронный комплекс установки "Токамак-10"

около 4 МВт (рис. 7.2). Он позволил нагреть электронную компоненту плазмы до 90 млн. градусов.

Завершающий шаг в изучении фундаментальных вопросов физики плазмы в токамаках связан с установками "Токамак-15" и "Токамак-СП".

"Токамак-15" — крупная установка с объемом плазмы около 25 м³. Цель создания этой системы — изучение физических свойств плазмы реакторного масштаба. В ней будет исследована плазма с темпе-

го соленоида тороидального магнитного поля на перспективном сверхпроводнике Nb₃Sn.

Создание "Токамак-15" — новый крупный шаг в области не только физики высокотемпературной плазмы, но и техники создания крупных сверхпроводящих систем для УТС.

На "Токамаке-СП" предполагается провести эксперименты по адиабатическому сжатию плотной высокотемпературной плазмы в продолжение ранее проведенных

в более скромных масштабах работ на установке "Туман-3" в Ленинградском физико-техническом институте (ЛФТИ).

7.3. Опытный термоядерный реактор

Создание и ввод в действие крупных установок знаменуют завершающий этап физических исследований высокотемператур-

КПСС, задача дальнейшего развития исследований в области термоядерной энергетики. Практически неограниченные запасы термоядерного топлива, их распространенность и доступность открывают возможность развития крупномасштабной энергетики, способной производить электроэнергию, высокопотенциальное тепло, искусственное ядерное топливо, синтетическое топливо и т.д. Гармоничное развитие ядерной и термоядерной энергетики в принципе

А-А Бланкет и защита показаны условно
 $\varnothing 26000$

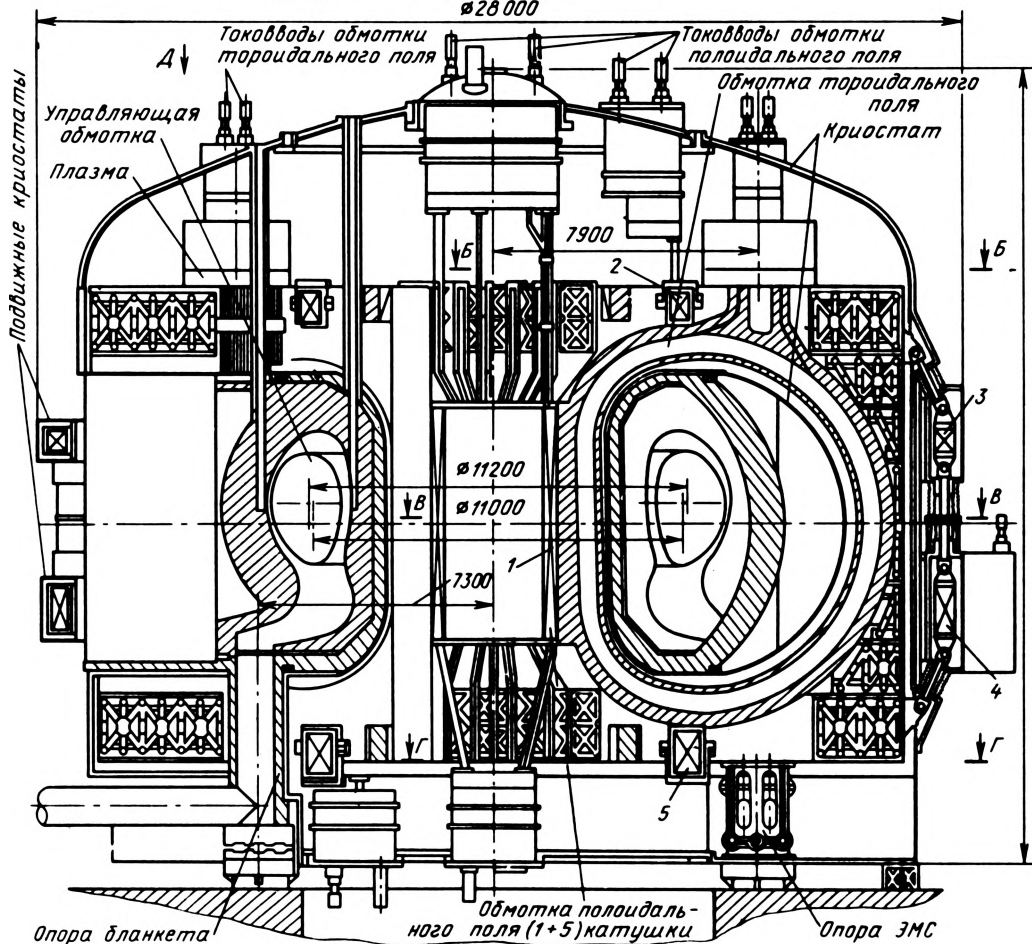


Рис. 7.3. Одна из возможных конструкций опытного термоядерного реактора

ной плазмы в установках этого типа. Следующим шагом будет переход от физических исследований к инженерным. Их цель — практическое овладение термоядерной энергией. В числе главных задач развития науки и техники, поставленных XXVII съездом

позволяет обеспечить человечество энергией на многие сотни лет с минимальным воздействием на окружающую среду.

Разработка и создание опытного энергетического термоядерного реактора ОТР позволит получить инженерно-технологический

опыт по осуществлению длительного горения дейтерий-тритиевой термоядерной реакции. Установка ОТР будет служить испытательным устройством для бланкета, производства трития, материалов и развития технологии, должна продемонстрировать возможность надежной работы отдельных компонентов и самого ОТР.

Опытный термоядерный реактор (рис. 7.3) позволит исследовать и развить реакторную технологию, которая необходима для создания демонстрационного энергетического реактора, изучить факторы, влияющие на его надежность, безопасность работы и охрану окружающей среды.

Высокотемпературная плазма в ОТР создается при протекании тока в тороидальной камере путем введения в нее дополнительной мощности высокочастотных волн. Дейтерий-тритиевое топливо инжектируется в виде льдинок из специального инжектора. За время горения реакции топливо многократно прокачивается через реактор, постоянно очищается от гелия и других примесей, появляющихся в рабочей камере. Этот процесс осуществляется с помощью дивертора — полоидального магнитного поля специальной конфигурации. Внутри замкнутой сепаратрисной магнитной поверхности частицы медленно диффундируют по радиусу. Пройдя через сепаратрисную поверхность, ионы и электроны плазмы быстро уходят вдоль магнитного поля в специальный объем — диверторную камеру, где осуществляется основной отвод энергии, приходящей с заряженными частицами, и очистка от гелия и примесей.

Термоядерная тепловая мощность ОТР составляет 500 МВт при объеме горячей плазмы около 200 м^3 . Работа реактора осуществляется импульсами длительностью 10 мин при паузе 0,5 мин. Плазма окружена бланкетом, в котором под действием термоядерных нейтронов образуется тритий в таком количестве, чтобы полностью компенсировать сгоревший тритий. Помимо трития в бланкете при сжигании отвалного урана нарабатывается ядерное топливо — плутоний.

За бланкетом расположена радиационная защита, которая значительно ослабляет поток нейтронов и защищает сверхпроводящие тороидальные и полоидальные магнитные катушки. Магнитное поле на оси плаз-

мы составляет около 6 Тл при максимальном поле на сверхпроводнике 11 Тл. В центральной части ОТР находится сверхпроводящий индуктор для длительного поддержания тока в плазме. Все сверхпроводящие катушки помещены в единый криостат, позволяющий получать температуру, близкую к температуре жидкого гелия (гелиевую температуру) на сверхпроводнике 4 К.

При работе ОТР энергия термоядерных нейтронов реализуется в бланкете и в защите реактора и может быть использована для получения электроэнергии, часть которой идет на собственные нужды реактора, а часть — потребителю. Кроме электроэнергии ОТР может производить топливо для АЭС.

7.4. Основные свойства плазмы.

Поиск новых путей осуществления управляемого термоядерного синтеза

Физика высокотемпературной плазмы оказалась гораздо сложнее, чем это представлялось в начале исследований. Поведение плазмы в магнитном поле, создаваемом извне или током в самой плазме, оказалось связанным с различного рода неустойчивостями и нелинейными коллективными процессами, разыгрывающимися в результате проявления этих неустойчивостей. Поэтому физикам пришлось провести огромный цикл фундаментальных исследований — как экспериментальных, так и теоретических, которые привели к созданию современной области физических знаний — физике высокотемпературной плазмы.

Параллельно с изучением фундаментальных свойств плазмы проводились поисковые исследования по изучению потенциальных возможностей и преимуществ различных подходов к решению проблемы УТС. Эти исследования проводятся и в настоящее время, поскольку перспективы альтернативных по сравнению с токамаком направлений не изучены еще в полной мере.

Фундаментальные исследования физических свойств плазмы в замкнутых магнитных ловушках проводятся на токамаках и стеллараторах. На токамаках кроме крупных установок используются более мобильные малые и средние установки. Именно они позволяют получить ответ на некоторые вопросы физики плазмы. Так,

на установке "Токамак-11" были установлены эмпирические закономерности для коэффициентов теплопроводности и диффузии в высокотемпературной плазме в конфигурации токамака. На установке "Токамак-7" изучаются возможности неомического поддержания и возбуждения тока с по-

плазмы система магнитных поверхностей создается внешними токами. В стеллараторе нет необходимости поддерживать продольный электрический ток в плазме, поэтому он имеет ряд достоинств, весьма привлекательных для термоядерного реактора. Главные из этих достоинств — воз-

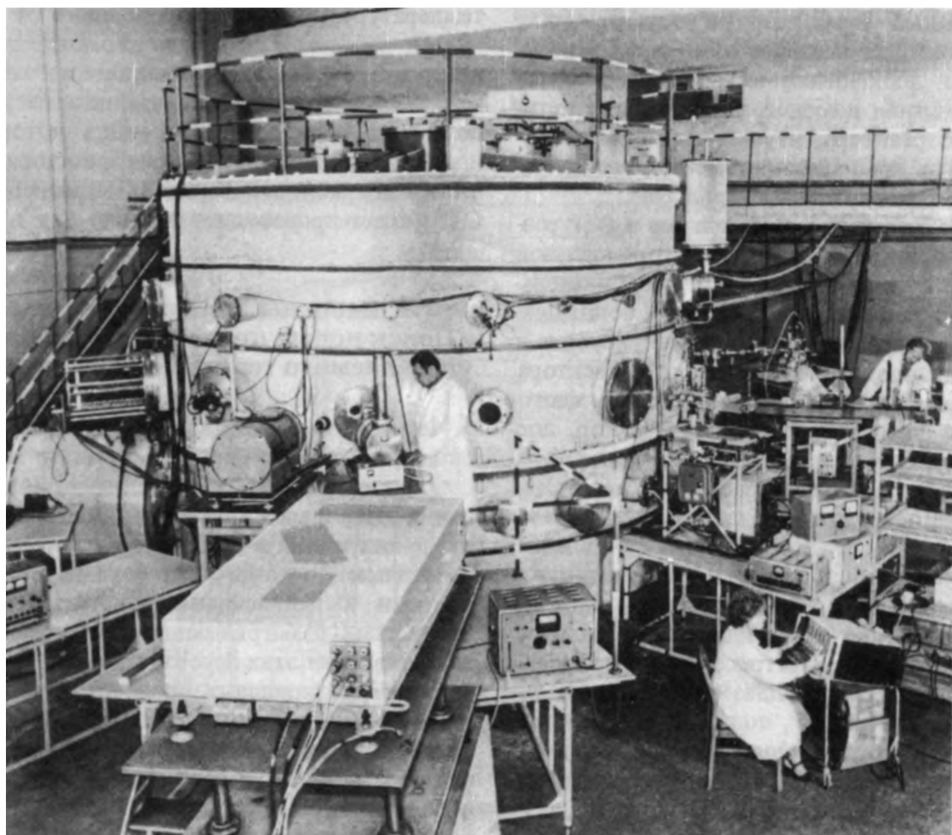


Рис. 7.4. Торсатрон с дивертором "Ураган-3"

мощью высокочастотных полей. Эксперименты по высокочастотному нагреву плазмы ведутся в ИАЭ им. И.В. Курчатова, Харьковском физико-техническом институте (ХФТИ) АН УССР, Ленинградском физико-техническом институте (ЛФТИ) им. А.Ф. Иоффе, Сухумском физико-техническом институте (СФТИ) им. И.Н. Векуа.

Кроме токамаков в СССР активно изучаются стеллараторы — второй класс ловушек тороидального типа. Стелларатор — это замкнутая магнитная ловушка для плазмы, в которой необходимая для удержания

возможность стационарной работы, достижение достаточно больших давлений плазмы, а также отсутствие вызываемой током неустойчивости срыва плазмы.

К недостаткам стеллараторов относится некоторая сложность магнитной системы, а также, что более существенно, наличие больших несимметричных винтовых неоднородностей магнитного поля.

Неудачи первых опытов на стеллараторах были связаны с недооценкой необходимости создания магнитной системы высокой точности, и, кроме того, удерживае-

мая в этих устройствах плазма была очень низкой плотности и температуры.

За последние два-три года стеллараторные исследования существенно активизировались. В 70-е годы на стеллараторах второго поколения "Ураган-2", "Ливень-2", сравнимых по параметрам с "Токамаком-4", в режимах с омическим нагревом достигнуты параметры плазмы, близкие к получаемым на токамаках небольших размеров.

На новой установке — торсатроне с дивертором "Ураган-3" (рис. 7.4) получена бестоковая плазма плотностью $2 \cdot 10^{13} \text{ см}^{-3}$ и температурой ионов около 3 млн. градусов. Плазма создавалась ВЧ-методами без предварительной ионизации и омического нагрева.

Ближайшая основная задача стеллараторной программы — установление минимальных размеров установки, напряженности магнитного поля и параметров магнитной конфигурации, а также мощности источников нагрева плазмы для получения реакторной плазмы.

Другим крупным направлением исследований высокотемпературной плазмы являются так называемые открытые системы. Классические открытые ловушки представляют собой систему с цилиндрическим соллоидальным магнитным полем, усиленным в 1,5–2 раза на торцах системы. Начало исследований на установках такого типа относится к 50-м годам, и в настоящее время основные физические процессы изучены в них достаточно полно. Детальные расчеты, подтвержденные принципиальными экспериментами, были выполнены в 70-х годах. Они показали, что в открытых ловушках наряду с потерями плазмы вдоль магнитного поля частицы способны выходить поперек магнитных силовых линий. Для борьбы с этим явлением советскими учеными предложен оригинальный метод: создание в центральной области ловушки магнитного поля, нарастающего по радиусу. Этот принцип был осуществлен в установках ПР-5, ПР-7, а затем на "Огре-4". В экспериментах на открытых ловушках был обнаружен интенсивный уход плазмы вследствие дрейфово-конусной неустойчивости и были предложены методы ее стабилизации.

К настоящему времени разработан и проверенный на практике метод создания магнитного поля, нарастающего по радиусу,

в той или иной форме применяется и на открытых системах иного типа.

В настоящее время проводятся теоретические и экспериментальные исследования по следующим системам: "классические" открытые ловушки, амбиполярные или тандемные ловушки, ловушки с вращающейся плазмой, магнитоэлектростатические ловушки, многопробочные и газодинамические ловушки.

Классические открытые ловушки представляют собой открытые системы, в которых магнитное поле, нарастающее к периферии, позволяет удерживать плазму. В результате отражения заряженных частиц от областей с сильным магнитным полем (магнитных пробок) плазма принимает равновесное состояние. Типичные представители этого направления — установки типа ПР и "Огра".

Амбиполярные ловушки — открытые системы с улучшенным продольным удержанием плазмы. Они состоят из длинной центральной части с продольным магнитным полем и двух расположенных по концам небольших по объему ловушек с нарастающим магнитным полем. Ловушки служат для создания потенциального барьера, позволяющего существенно снизить потери частиц из основной центральной части и тем самым преодолеть главный недостаток классических ловушек. Наиболее интенсивно исследования ведутся на установке АМБАЛ (рис. 7.5), предложенной и построенной физиками ИЯФСО АН СССР в Новосибирске.

В ловушках с вращающейся плазмой используется идея снижения потерь через пробки в результате действия центробежной силы, возникающей при вращении плазмы вокруг оси. Это направление представлено крупной открытой ловушкой с радиальным электрическим полем ПСП-2.

Многопробочными ловушками называют устройства из линейно связанных между собой пробкотронов. Чтобы продольное удержание было эффективным, длина установки L , длина свободного пробега λ и длина отдельного пробкотрона l должны удовлетворять условиям $l \sim \lambda/k \ll L$, где k — пробочное отношение. Задачи поперечного удержания плазмы в зависимости от ее плотности могут решаться с применением как обычного удержания, так и "стеночно-

го". Работы по изучению свойств такого метода удержания плазмы проводятся на установке ГОЛ-1.

Газодинамическая ловушка представляет собой пробкотрон, длина которого превышает длину свободного пробега заряженных частиц. Название системы связано с тем, что

зоатомы водорода $p\mu$, $d\mu$ и $t\mu$ — системы, состоящие из ядер изотопов водорода и μ^- -мезонов. В μ -мезомолекулах среднее расстояние между ядрами примерно равно $5 \cdot 10^{-11}$ см, т.е. такое, какое необходимо для начала интенсивной реакции синтеза.

Мюонный катализ изучается как теорети-

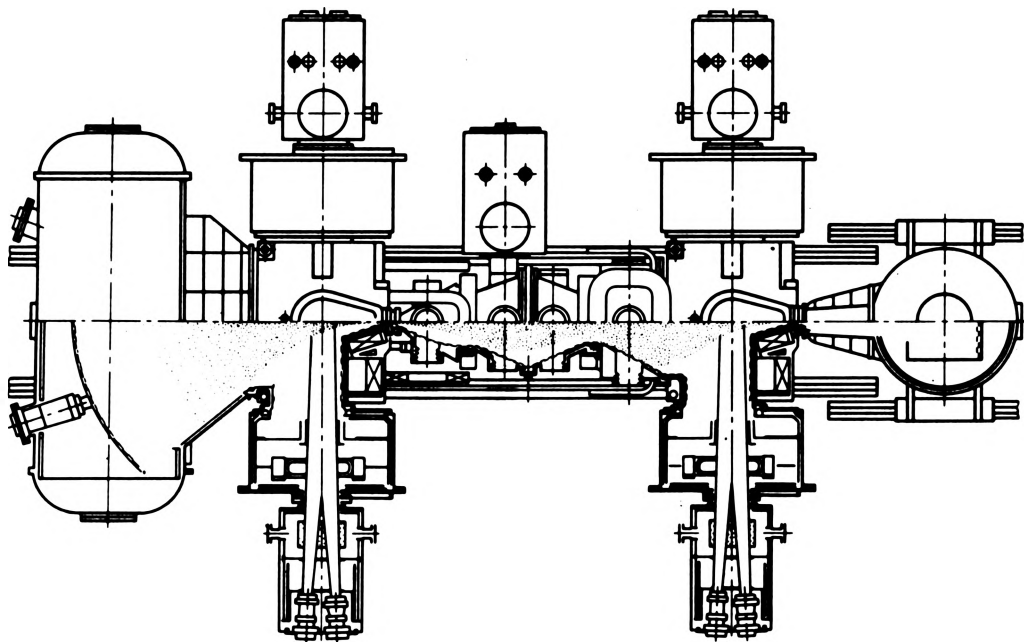


Рис. 7.5. Схема установки АМБАЛ

продольное течение плазмы в таких условиях описывается по существу уравнениями газовой динамики.

Большой интерес представляют традиционно проводимые исследования по так называемым пинчевым системам. Сюда относятся продольные и поперечный пинчи, плазменный фокус и более сложные магнитные конфигурации типа "компактных торов". Близкими по физике к пинчевым системам являются различного рода "плазменные пушки".

Помимо значительных усилий, прилагаемых для осуществления управляемого термоядерного синтеза традиционными способами, ведутся и поиски новых направлений исследований. Одно из них — использование мюонного катализа реакций синтеза ядер дейтерия и трития.

Попадая в смесь изотопов водорода, μ^- -мезоны тормозятся в ней, образуя ме-

чески, так и экспериментально. Однако эти работы пока не вышли за рамки исследования самого физического явления.

Теоретические исследования по физике плазмы в СССР занимают лидирующую роль в мировой науке; советскими учеными были выдвинуты ключевые идеи, основные принципы и построены основы математического аппарата теории плазмы. За создание теории термоядерной плазмы группе советских ученых в 1984 г. была присуждена Ленинская премия.

Исследования сложных коллективных явлений в плазме проводятся как аналитически, так и с помощью численного моделирования, которое само по себе вошло в новую область вычислительной математики — вычислительную физику плазмы. Наиболее важные выводы теории проверяются экспериментально либо на крупных термоядерных установках, либо в маломасштаб-

ном эксперименте на специально созданных установках. Моделирование динамики плазмы зачастую оказывается представляющим более широкий интерес с точки зрения изучения фундаментальных свойств текущих сред. Общефизический интерес представляет также огромный круг атомных процессов в плазме.

Создание новых установок для решения проблемы управляемого термоядерного синтеза стимулировало развитие многих областей современной техники и технологии. Мощная импульсная электротехника, вакуумная техника, технология крупных сверхпроводящих систем и тесно связанная с ними криогенная техника, физика и техника мощного нагрева плазмы с помощью высокочастотных генераторов, инжекторов нейтральных частиц и ускорителей релятивистских электронных пучков, современные средства диагностики плазмы, система автоматизированного управления крупными электрофизическими установками — далеко не полный перечень тех технических и технологических новшеств, которые были развиты в рамках программы управляемого термоядерного синтеза и нашли применение за пределами этой программы.

7.5. Инерционное удержание плазмы

Для инициирования самоподдерживающейся термоядерной реакции в системах с инерционным удержанием плазмы, протекающей в виде термоядерного микровзрыва сверхплотной D—T-смеси, необходима мощность, превышающая 10^{14} Вт. В зависимости от вида системы инициирования (драйвера) эта мощность может быть реализована при различных уровнях плотности мощности, сфокусированной на мишень, и при различной длительности воздействия.

Лазерная термоядерная установка представляет собой систему, состоящую из рабочей камеры, внутрь которой вводятся мишени с ядерным топливом (смесь дейтерия и трития) и пучки лазерного излучения. Мишень, попадая в фокус многоканальной лазерной системы, подвергается сферически-симметричному облучению лазерным импульсом нано- или субнаносекундного диапазона. В результате испаре-

ния наружного слоя внутрь мишени распространяется волна сжатия, создающая в центре мишени сгусток сверхплотной горячей плазмы, где и начинается термоядерная реакция (микровзрыв мишени). Одним из ключевых элементов такой установки является многоканальная лазерная система, которая должна обеспечить эффективный подвод к мишени мощного лазерного излучения. В качестве основы для таких систем используются твердотельные или газовые лазеры. Наибольший прогресс в настоящее время достигнут в развитии двух типов лазерных систем: среди твердотельных — на неодимовом стекле, среди газовых — на углекислородном газе.

Экспериментальные исследования по проблеме лазерного управляемого термоядерного синтеза, проводимые на крупнейшей в СССР установке "Цельфин-1" ФИАН, позволили получить данные, экспериментально обосновывающие концепцию низкоэнтропийного сжатия и открывающие новые перспективы в достижении высоких коэффициентов усиления энергии при термоядерном микровзрыве. Осуществлен режим устойчивого сжатия высокоаспектных (с большим значением отношения радиуса мишени к толщине стенки $A_s = R/\Delta R$ в диапазоне $A_s \approx 100 \div 300$) оболочечных мишеней в гидродинамическом режиме ускорения. Экспериментально достигнутое значение объемного сжатия на мишенях такого типа превышает $3 \cdot 10^3$. Нейтронный выход — более 10^6 нейтронов на DD-смеси.

Другим важным результатом, достигнутым на этой установке, является получение рекордной скорости сжатия оболочек к центру мишени, равной примерно 260 км/с. Как показывают численные эксперименты, выполненные совместно ФИАН и Институтом прикладной математики (ИМП) им. М.В. Келдыша, такая высокая скорость движения вещества в сферически сходящейся оболочке при исходных относительно низких плотностях потоков мощности излучения ($10^{13} - 10^{14}$ Вт/см²) позволяет рассчитывать на получение степени сжатия термоядерного топлива, превышающей значения, достигнутые к настоящему времени на крупнейших лазерных и термоядерных установках мира.

Согласно расчетам указанные значения скорости достаточны для инициирования

термоядерного микровзрыва в мишенях реакторного масштаба.

Одним из центральных вопросов лазерного управляемого термоядерного синтеза является физика взаимодействия лазерного излучения с веществом мишени, для чего в ИАЭ им. И.В. Курчатова созданы установки "Мишень-1" и "Мишень-2".

Лазерные системы на углекислом газе в нашей стране представлены установкой "Тир-1" (ИАЭ им. И.В. Курчатова), на которой проведены первые эксперименты по нагреву плазмы твердотельной мишени при плотности потока мощности до 3×10^{13} Вт/см² ($\tau = 2 \cdot 10^{-9}$ с, $E = 100$ Дж).

Мощность, необходимая для зажигания термоядерной мишени, может быть получена и с помощью мощных генераторов электрических импульсов, которые позволяют подвести к термоядерной мишени энергию в несколько мегаджоулей за несколько десятков наносекунд. Эти системы привлекают высоким КПД, относительной дешевизной и простотой.

Принципиальная схема такого генератора включает в себя конденсаторную батарею, которая заряжается в течение нескольких минут, а разряжается на водяной накопитель-конденсатор за несколько микросекунд. Затем импульс сжимается во времени серией последовательных подключений на накопители с помощью силовых коммутаторов, так что на выходе ускорителя получается электрический импульс длительностью 30 – 100 нс.

Важно доставить электрическую энергию от генератора непосредственно до термоядерной мишени. Суммарное сечение токопроводов при этом нужно уменьшать от нескольких квадратных метров до нескольких десятков квадратных сантиметров. Это удастся сделать с помощью вакуумных транспортирующих линий с магнитной самоизоляцией, изученных и широко используемых в исследованиях по инерционному синтезу.

В ИАЭ им. И.В. Курчатова для инициирования термоядерного микровзрыва (программа "Ангара") избрана система силовых и сжимающихся микролайнеров. Установка "Ангара-5" на первом этапе исследований будет иметь энергию порядка 1 МДж при длительности импульса около

10^{-7} с. Для осуществления полномасштабного эксперимента необходимо увеличение мощности в 5–8 раз. В этой установке концентрация энергии на мишень будет осуществляться по линиям с магнитной самоизоляцией, что, как уже указывалось, эффективно для физической демонстрации микровзрыва.

7.6. Практическое применение результатов исследований по физике плазмы и управляемому термоядерному синтезу

Большой объем исследований физики высокотемпературной плазмы позволил освоить технику создания сильных импульсных магнитных полей, научил исследователей работать как с потоками плазмы (высокотемпературной и низкотемпературной), так и с пучками заряженных частиц. Эти результаты в дальнейшем были с успехом применены для создания современных технологических процессов в промышленности.

Магнитно-импульсная сварка (МИС) представляет собой процесс соединения металлов при их скоростном соударении. Процесс организуется таким образом, чтобы поверхности металлических тел соударялись под относительно небольшим углом (5–15%) при скорости порядка нескольких сотен метров в секунду (скорость полета пули). В зоне контакта при этом возникают огромные давления (несколько сотен тысяч атмосфер) и пластическое течение, захватывающее тонкие поверхностные слои металла. В результате происходит сближение соударяемых поверхностей до радиуса действия межатомных сил – поверхности металлов "свариваются". Процесс сварки носит кратковременный (несколько долей микросекунды) импульсный характер. Соударение под углом, при котором происходит как бы накатывание одной поверхности на другую, способствует также тому, что кинетическая энергия разогнанных тел преобразуется в значительной мере в пластическую деформацию, волны разгрузки существенно ослабляются и не могут разорвать образовавшееся сварное соединение.

Источником энергии для разгона свариваемых тел служит сильное импульсное магнитное поле, напряженность которого составляет 300–600 кЭ, а длительность 3–15 мкс. Разработаны и созданы мощные компактные источники импульсных токов и стойкие соленоиды, в которых такие поля могут генерироваться с очень хорошей воспроизводимостью — в несколько тысяч раз. Выбором поля, его длительности и пространственного распределения обеспечивается выполнение условий МИС для конкретных изделий.

При использовании импульсного магнитного поля сварка идет без плавления металла, происходит самоочищение поверхностей; обеспечивается высокая воспроизводимость сварочных операций и полная автоматизация процесса; допускается соединение различных металлов, в том числе с сильно различающимися физическими свойствами. Разработанная техника и технология МИС позволила впервые использовать этот новый способ сварки для герметизации твэлов ядерных реакторов.

Использование плазмы позволило создать целый ряд новых технологий, в частности упрочнение материалов.

Одна из наиболее важных областей применения покрытий, получаемых конденсацией в вакууме плазменных потоков, — создание износостойких слоев. Новые свойства материалов получаются в результате конденсации вещества из паровой фазы в вакууме с одновременной бомбардировкой ионами. Этот способ основан на использовании свойств низковольтной электрической дуги в вакууме: при зажигании дуги интенсивно испаряется материал катода. Одновременно с этим прикатодные явления вызывают возникновение скоростных потоков плазмы, состоящей из продуктов эрозии катода.

К подложкам (обрабатываемые детали, инструменты, материалы), на которые необходимо нанести покрытия, прикладывается отрицательный электрический потенциал, что приводит к бомбардировке ионами плазмы слоя конденсата на подложке. Фазовый состав покрытий и их физико-механические свойства можно изменять, варьируя рабочие условия (давление и состав легирующих газов, плотность потока ионов и их энергию, температуру подложки).

Процесс позволяет реализовать различные способы упрочнения (твердорастворный и дисперсионный) путем создания гетерогенных слоистых структур.

Разработана промышленная установка "Була", на которой получают высокотемпературные износостойкие покрытия и материалы с высокими физико-механическими свойствами. Испытания показали, что стойкость упрочненного режущего инструмента может быть увеличена в среднем в 2,5–5 раз.

Метод ионной имплантации — универсальный способ введения легирующих примесей, позволяющий вводить любую примесь в любой материал в строго контролируемом количестве. В основе метода ионной имплантации лежит физический процесс внедрения в кристаллическую решетку твердого тела атомных частиц при бомбардировке мишени ионами с энергией в несколько килоэлектрон-вольт — несколько мегаэлектрон-вольт. Важная особенность метода ионной имплантации состоит в том, что он не ограничен диффузионными процессами. При металлургическом процессе введения в металлы легирующих добавок перемещения примесей осуществляются при высоких температурах и при наличии градиента концентрации этих примесей. В случае ионного легирования, являющегося сильно неравновесным процессом, проникновение примесей в металлы происходит за счет кинетической энергии ионов, которая существенно превышает энергию связи атомов в решетке. Благодаря этому термодинамические ограничения, такие как растворимость, снимаются и открывается уникальная возможность формирования при комнатной и низкой температурах новых метастабильных твердых растворов в поверхностном слое, получение которых обычными методами металлургии невозможно. Например, ионное легирование позволяет сплавлять металлы, которые в жидком состоянии не смешиваются, или вводить одно вещество в другое в пропорциях, которые не достигаются даже при высоких температурах.

Другая характерная особенность метода ионной имплантации — образование большого количества радиационных дефектов в имплантированном слое. Ион примеси вызывает каскад атомных столкновений с ато-

мами решетки, в результате в имплантационном слое количество радиационных дефектов на два-три порядка превосходит число имплантированных атомов. Увеличение количества дефектов в поверхностном слое металла — хорошо известный способ его упрочнения. На этом основан метод по-

С учетом того, что срок службы многих деталей, приборов и устройств определяет тонкий поверхностный слой, применение метода ионной имплантации для повышения коррозионной и радиационной стойкости, износостойкости, сопротивления усталостному разрушению, а также для пони-

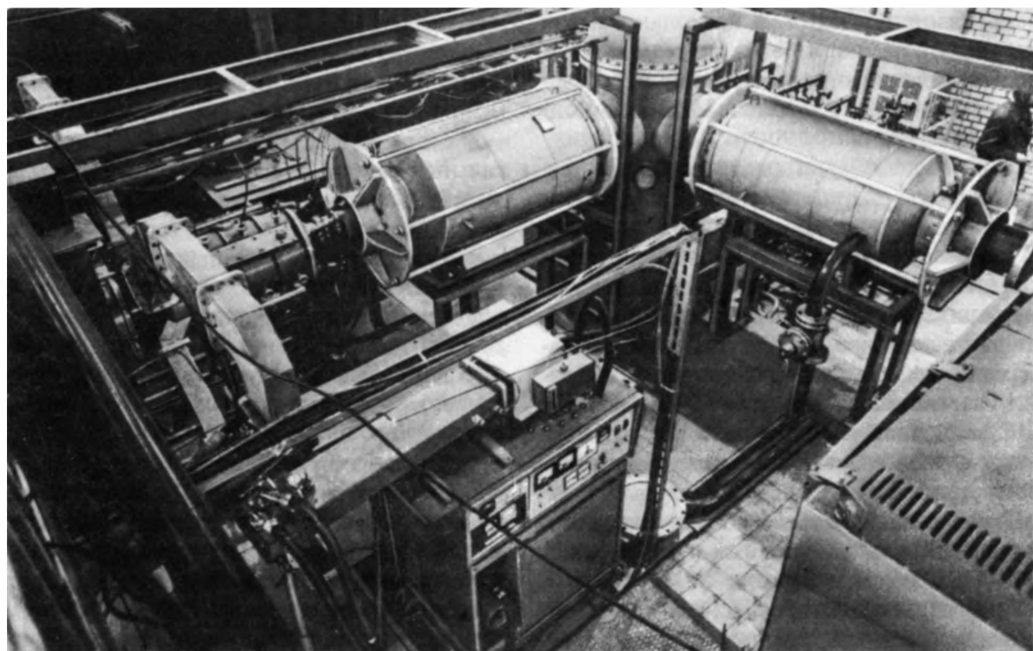


Рис. 7.6. Установка "Повод"

верхностной пластической деформации (ППД), который осуществляется путем бомбардировки поверхности металлического изделия стальными шариками. Высокая пересыщенность поверхностного слоя радиационными дефектами способствует интенсификации всех явлений, в основе которых лежит перенос вещества, а также стимулирует структурно-фазовые превращения. Так, имплантация ионов N^+ и C^+ с энергией в несколько десятков килоэлектрон-вольт в сталь сопровождается твердофазными химическими превращениями в поверхностном слое, в результате чего возрастают его микротвердость, циклическая прочность и износостойкость.

Внедрение в металл ионов элементов, отличающихся стойкостью к коррозии, в режиме, обеспечивающем аморфизацию, приводит к существенному увеличению его коррозионной стойкости.

жения коэффициента трения представляет практический интерес.

В настоящее время метод ионной имплантации успешно применяется для повышения износостойкости лезвийного режущего, а также волоочильного инструмента. Разработан имплантационный способ синтеза электродных композиций, обеспечивающий высокую стабильность электродных характеристик, существенное повышение ресурса электродов при одновременном увеличении их электрокаталитической активности.

Плазменная технология, основанная на применении плазменных ускорителей, позволяет пополнить арсенал методов обработки материалов высококонцентрированными потоками энергии и внести новый вклад в решение таких важнейших задач, как обработка металлов и прецизионная обработка материалов.

Наиболее эффективен и прост по конструкции стационарный плазменный ускоритель с замкнутым дрейфом электронов и протяженной зоной ускорения. Конструктивно ускоритель представляет собой коаксиальный (трубчатый) канал с радиальным магнитным полем и продольным электрическим полем. В глубине ускорительного канала находится анод-газораспределитель, а на выходе ускорительного канала — катод-компенсатор. Выходя из анода-газораспределителя, атомы рабочего вещества попадают в облако дрейфующих электронов, ионизируются ими и ускоряются продольным электрическим полем. Катод-компенсатор необходим для компенсации объемного заряда выходящего из ускорителя потока ионов.

Ускорители этого типа позволяют получать плазменные потоки с плотностью от нескольких единиц до нескольких сотен миллиампер на квадратный сантиметр и энергиями от нескольких десятков до нескольких сотен электрон-вольт. В качестве рабочего вещества может быть использован широкий спектр веществ. Ускоритель прост в изготовлении и надежен в эксплуатации.

Перечисленные процессы далеко не исчерпывают всех приложений, которые нашла плазма в технологии процессов и материалов.

Наряду с плазменной технологией в последние десятилетия интенсивно развивалась плазменная химия, направленная на высокоэффективное осуществление химических реакций в объеме плазмы газовых разрядов. Усилиями советских ученых были разработаны методы, позволяющие управлять химическими процессами в плазме, осуществлять их селективно, по заранее выделенному каналу с получением заданного состава продуктов.

Среди разработанных плазмохимических процессов можно особо выделить процесс диссоциации углекислого газа, представляющий большой интерес в атомно-водородной энергетике, химической промышленности и металлургии (рис. 7.6). Получаемый здесь синтетический энергоноситель (CO) легко термokatалитически конвертируется в водород. Другой практически важный процесс — использование плазмотронов в нефтяной и газовой промышленности для разложения сероводорода и очистки продуктов от серы.

8.1. Диалектика развития ядерного приборостроения

Значение измерительно-информационной и управляющей техники особенно велико в атомной промышленности и энергетике, где характерны быстротекающие непрерывные процессы, в которых в любой момент времени возможны отклонения, грозящие серьезными негативными последствиями, и, следовательно, необходимо практически мгновенное управляющее воздействие. Поэтому разработка и совершенствование атомных установок и процессов немыслимы без одновременного создания информационных и управляющих систем, приборов контроля и измерения.

Измерительно-информационной основой атомной промышленности, энергетике, науки и техники является ядерное приборостроение. Ведущей организацией страны в этой области является ордена Трудового Красного Знамени Союзный научно-исследовательский институт приборостроения (СНИИП).

Развитие атомной энергетики и ее топливного цикла, включая переработку отработавшего топлива, термоядерные исследования, возросшее внимание к вопросам надежности и безопасности различных народнохозяйственных ядерных объектов, охраны окружающей среды заметно изменили круг требований, предъявляемых и к аппаратуре ядерного приборостроения, и к выполняемым ею функциям.

Если раньше основной функцией этой аппаратуры было измерение (в некоторых случаях и контроль), то сейчас наибольшее внимание уделяется проблемам управления и связанным с этим вопросам сбора и обработки информации, включая достаточно сложные расчеты, доводящие получаемую измерительную информацию до смыслового уровня. Это привело к резкому

расширению использования в аппаратуре средств вычислительной техники (СВТ) и программного обеспечения для решения многих задач оптимизации, контроля и управления технологическими процессами.

Изменение элементной базы, широкое использование в аппаратуре микросхем повышенной степени интеграции и сверхбольших интегральных схем создали реальные предпосылки не только для улучшения эксплуатационных, сервисных и измерительных характеристик аппаратуры, резкого расширения возможностей обработки информации, но и для смены структуры и состава технических средств.

Принципиальным отличием современных приборов от устройств предыдущих поколений является наличие в них электронных вычислительных устройств, управляющих по введенным и хранящимся программам операциями по получению и накоплению измерительной информации, ее обработке и представлению, а также по проверке технического состояния аппаратуры, внесению необходимых изменений и корректировок в процессе работы аппаратуры.

Создание и широкое применение программно-управляемых приборов стало возможно из-за появления микропроцессоров — малогабаритных вычислительных устройств, входящих непосредственно в состав аппаратуры и позволяющих проводить необходимые операции по обработке и представлению информации.

Включение в состав приборов вычислительных устройств значительно расширило функциональные возможности аппаратуры, сделало ее более гибкой, создало предпосылки для изменения выполняемых функций чисто программным путем.

На первых этапах создания программно-управляемой аппаратуры объем программного обеспечения резко увеличивался; в некоторых случаях он начал существенно

превышать затраты на создание технических средств. Накопленный опыт, достижения в области программирования и упрощение управления ЭВМ приводят к оптимальному соотношению этих объемов при развитии электроники, СВТ и их математического обеспечения.

Основным направлением развития аппаратурных средств стало создание систем автоматизации и управления различными технологическими процессами и объектами, что привело к изменению требований и подхода к получению измерительной информации, так как для оптимального решения подобных задач необходима всесторонняя измерительная информация, характеризующая состояние объекта. В системы стали объединять приборы разных классов, сочетать различные виды измерительной техники на общих технических средствах обработки и представления информации. Возросла роль дистанционных и безынерционных измерений, которые позволяют осуществлять управление в реальном времени. Иначе, ядерное приборостроение из раздела измерительной техники в области ионизирующих излучений превратилось в раздел информатики, направленный на информационное обеспечение и автоматизацию объектов атомной науки и техники.

Создание крупных многоуровневых автоматизированных систем управления технологическими процессами предъявило к техническим средствам приборостроения (ТСП) требование информационной совместимости. Это требование вытекает из необходимости обеспечения гибкости сопряжения технических средств между собой при компоновке систем различной конфигурации из стандартных ТСП, минимизации типов ТСП, упрощения обслуживания и ремонта.

Прочно вошел в практику приборостроения интерфейс — правила сопряжения и взаимодействия устройств между собой, порядок выполнения ими операций и т.п. Появившиеся правила для расширения круга решаемых задач стали стандартизировать, а в системы и устройства вводить специальные узлы, обеспечивающие выполнение этих правил-протоколов и образующие так называемый канал передачи данных.

При разработке изделий ядерного приборостроения этот подход был реализован в стандарте КАМАК, который был одним из первых международных стандартов на интерфейс и получил в дальнейшем широкое распространение.

Системы приобрели радиально- и магистрально-модульную структуру, от централизованных систем с "сосредоточенным интеллектом" перешли к системам с более рациональным распределением вычислительных средств и выполняемых ими функций с распределенным интеллектом. Был разработан и стал применяться ряд стандартных машинных и приборных интерфейсов.

Измерительно-управляющие системы нового поколения хотя и стали автоматизированными и программно-управляемыми, но не упразднили операторов, а управление, как правило, стало человеко-машинным. Объем информации, получаемой современной системой, огромен — до сотен видов измерений в тысячах и десятках тысяч контролируемых точек. Чтобы в этих случаях управление процессом было надежным и человек не оказался ее самым слабым звеном, необходимо оптимально распределить функции между оператором и ЭВМ и представить оператору лишь требуемую ему для выполнения своих задач информацию.

8.2. Современная концепция построения аппаратуры

Качественные изменения в области приборостроения и обработки информации потребовали критического пересмотра подхода к проектированию технических средств ядерного приборостроения.

С новых позиций проанализирован накопленный опыт по системному подходу к созданию и агрегатированию аппаратуры, разработке агрегатных комплексов технических средств ядерного приборостроения, применению магистрально-модульной структуры построения систем, распределению функций и интеллект и т.п.

Была сформулирована концепция описания любого промышленного объекта как совокупности двух взаимно дополняющих контуров:

технологического, определяющего процессы переработки материалов или преобразования энергии;

информационно-управляющего, с помощью которого осуществляются процессы сбора, обработки и использования информации для управления, оптимизации

объемов контроля, измерения и автоматизации. В практику создания новых перспективных технологических процессов и установок все шире входит подключение приборостроительных институтов к проведению соответствующих исследований уже в самом начале работ.

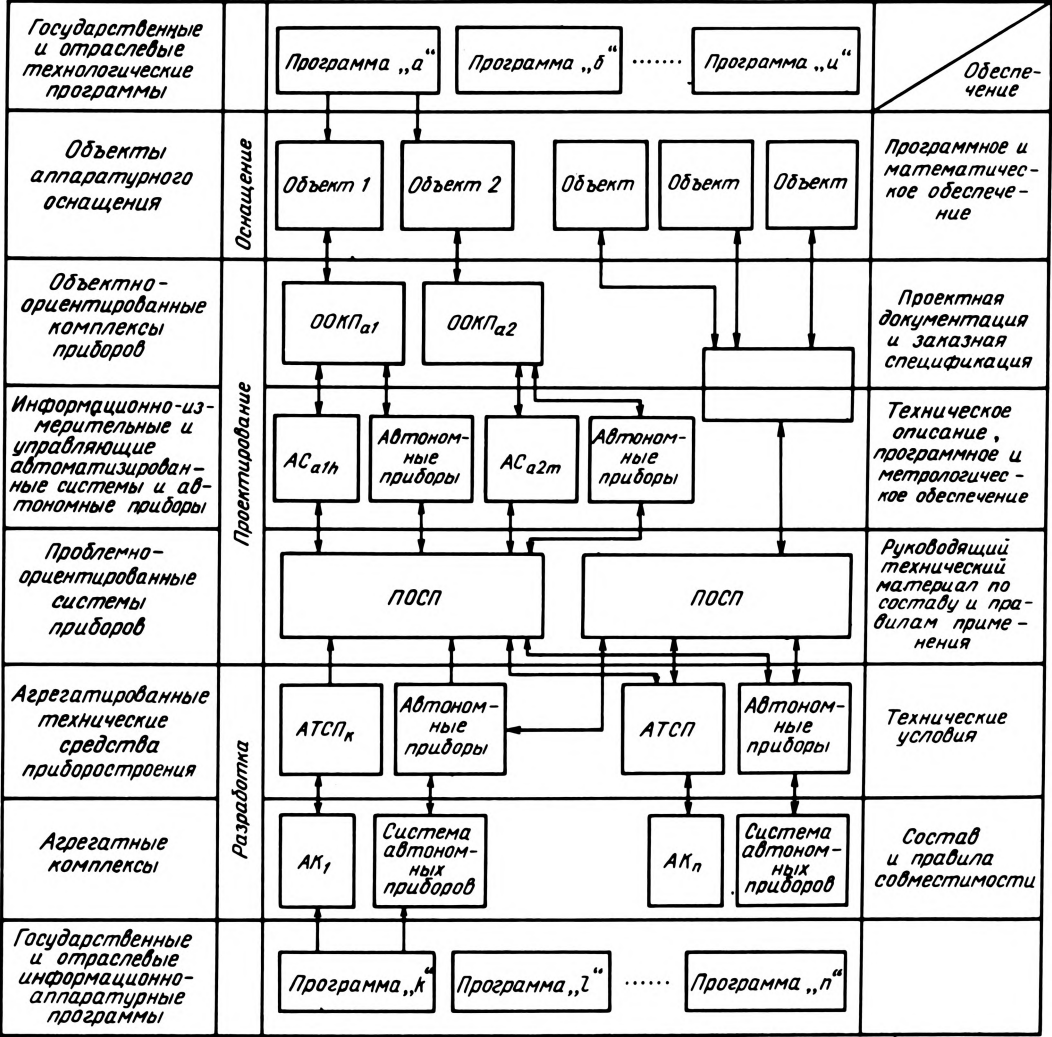


Рис. 8.1. Структурная схема реализации программно-целевого принципа организации работ по аппаратному оснащению объектов атомной науки и техники изделиями ядерного приборостроения

и безопасного ведения технологических процессов.

При таком подходе принципиально важны вопросы построения информационно-физических моделей объектов контроля и определения на их основе оптимальных

Основные моменты разработанной и реализуемой в последние годы идеологии аппаратного оснащения предприятий атомной промышленности, энергетики, науки и техники изделиями ядерного приборостроения даны на рис. 8.1.

Остановимся более подробно на ее основных положениях. Решение конкретных задач в рамках отдельных научно-технических проблем данной отрасли народного хозяйства требует четкого определения перечня объектов или технологических процессов, подлежащих созданию, реконструкции или техническому перевооружению.

Для каждого из этих объектов необходимо создать свой объектно-ориентированный комплекс приборов (ООКП), оптимизированный по структуре и составу исходя из специфических особенностей данного объекта.

В наиболее общем виде на объектах атомной промышленности и энергетики, на предприятиях, использующих ионизирующие излучения, радиоактивные и делящиеся вещества, применение изделий ядерного приборостроения можно свести к обеспечению следующих основных функций:

контроль и управление ходом технологических процессов для получения необходимых количественных и качественных характеристик получаемого продукта при обеспечении требуемой безопасности протекания этих процессов;

обеспечение ядерной безопасности;

контроль и прогнозирование состояния радиационной обстановки в производственных помещениях и на территории предприятия и обеспечение радиационной безопасности, включая контроль степени облучения персонала;

контроль уровня радиоактивного загрязнения окружающей среды и его предупреждение;

метрологическое обеспечение контроля и измерений ионизирующих излучений.

Аппаратурная реализация этих функций обеспечивается средствами измерения и автоматизации четырех основных типов:

стационарные системы и приборы непрерывного контроля, например информационно-измерительные системы (ИИС), информационно-измерительные и управляющие системы (ИИУС), автоматизированные системы управления технологическими процессами (АСУ ТП) и т.д.;

приборы инспекционного контроля (носимые и переносные), предназначенные для оперативного выявления и оценки аномальных ситуаций, как правило, в местах, не охваченных непрерывным контролем;

приборы и установки лабораторного контроля, с помощью которых решаются задачи анализа проб технологических сред, продукции, окружающей среды и т.п.; средства индивидуального дозиметрического контроля.

Совокупность ООКП, ориентированных на решение всего круга необходимых измерительных задач по конкретной научно-технической проблеме, рассматривается как проблемно-ориентированная система приборов (ПОСП).

Конструирование конкретных автоматизированных систем, а иногда и автономных приборов ведется с использованием ранее разработанных, а также разрабатываемых недостающих агрегатных технических средств приборостроения (АТСП).

Совокупность АТСП, обладающих конструктивной, информационной, энергетической, эксплуатационной и метрологической совместимостью, а также функциональной полнотой, образуют агрегатные комплексы (АК).

Формирование норм и правил создания агрегатных комплексов, разработка по этим правилам агрегатных технических средств, осуществляемые в рамках целевых приборных научно-технических программ, позволяют экономично создать информационно-измерительное обеспечение различных по профилю промышленных или научных объектов.

В последние годы были сформулированы задачи и проводились целевые работы по приборным проблемам типа "Методы и устройства детектирования", "Методы обработки информации и электронные устройства ядерного приборостроения", "Конструирование изделий ядерного приборостроения" и т.п.

В рамках этих научно-технических проблем в конце 70-х годов была сформулирована концепция построения аппаратуры ядерного приборостроения четвертого поколения.

Наиболее важные стороны в этой концепции следующие:

1. Введение иерархических многоуровневых структур построения аппаратуры с четким распределением функций между уровнями. Пока наиболее широкое распростра-

нение получила трехуровневая архитектура организации распределенных систем, где на первом уровне с помощью блоков и устройств детектирования ионизирующих излучений осуществляется первичное преобразование информации в форму, удобную для дальнейшей обработки, на втором — сбор и предварительная обработка информации, на третьем — управление работой системы и централизованная обработка массивов информации для дальнейшего ее хранения, представления и регистрации на выводных устройствах, использования для выдачи сигналов управления исполнительным механизмам. В настоящее время проявилась тенденция к реализации некоторых функций устройств третьего уровня, например, сигнализации уже на втором уровне, т.е. повышения "интеллекта" более низких уровней распределенных систем, и обеспечения связи системы с четвертым, супервизорным уровнем управления объектом.

2. Использование магистрально-модульного принципа построения технических средств второго и третьего уровней, причем в качестве магистрали используются стандартизированные интерфейсы типа КАМАК, МПИ. Общее управление модулями осуществляется с помощью микро-ЭВМ или специализированных процессоров. Разработка наборов унифицированных модулей, обладающих всеми необходимыми видами совместимости, и программного обеспечения их работы позволила строить агрегатные технические средства различной конфигурации применительно к особенностям создаваемого аппаратного оснащения объектов с минимальными затратами времени.

3. Использование стандартизованных каналов связи между уровнями систем разной топологии (радиальных, петлевых и сетевых), управление передачей информации по которым осуществляется также с помощью средств вычислительной техники.

Эти положения были использованы при создании аппаратуры последних лет.

Развитию блоков и устройств детектирования (БД и УД) ионизирующего излучения как важнейшей составной части ядерного приборостроения, определяющей основные, метрологические характеристики аппаратуры, всегда уделялось большое вни-

мание. Произошло более четкое выделение блоков детектирования как самостоятельных АТСП. Если ранее БД и УД входили в состав аппаратуры, как правило, в виде несамостоятельной части, то к настоящему времени произошло выделение этих первичных измерительных преобразователей в специальную группу агрегатных технических средств, разрабатываемых и выпускаемых в виде самостоятельных изделий и используемых без каких-либо изменений при построении многоканальных систем методом проектной компоновки.

Разработаны основополагающие нормативные документы, определяющие номенклатуру БД и УД, перечень основных параметров и порядок их нормирования. На основе проведенной системной работы было разработано и серийно освоено несколько десятков типов БД и УД.

Созданный комплекс БД и УД, предназначенный в первую очередь для построения систем радиационного контроля, отличается от изделий предыдущего поколения не только введением и реализацией системных требований, но и качественным улучшением их измерительных и эксплуатационных характеристик. В несколько раз повышены надежность, временная и температурная стабильность, чувствительность, улучшены точностные параметры, снижены массо-габаритные характеристики БД.

Существенной особенностью блоков детектирования системного применения является более широкое использование, помимо традиционных газоразрядных счетчиков и неорганических сцинтилляторов, других детекторов. Например, полупроводниковых детекторов, усовершенствованных ионизационных камер, пластмассовых сцинтилляционных детекторов с развитой поверхностью в сочетании с современными электронными компонентами.

Работы по совершенствованию и созданию новых типов промышленных детекторов в последние годы ориентированы на создание детекторов, работоспособных в условиях повышенных температур, агрессивных сред, обладающих более высокой механической прочностью, увеличенным сроком службы.

Другая характерная особенность созданного комплекса блоков детектирования состоит в том, что начала более четко

проявляться тенденция к повышению степени обработки измерительной информации в самом БД. Она реализуется, главным образом, на основе методических и схемных решений.

Например, в ряде БД для измерения объемной активности β -активных газов и

мощности дозы γ -излучения осуществляется такое преобразование информации, в результате которого на выходе БД формируется сигнал с длительностью, равной времени накопления заданного заряда на интегрирующем конденсаторе или заданного числа импульсов в счетчике-накопи-

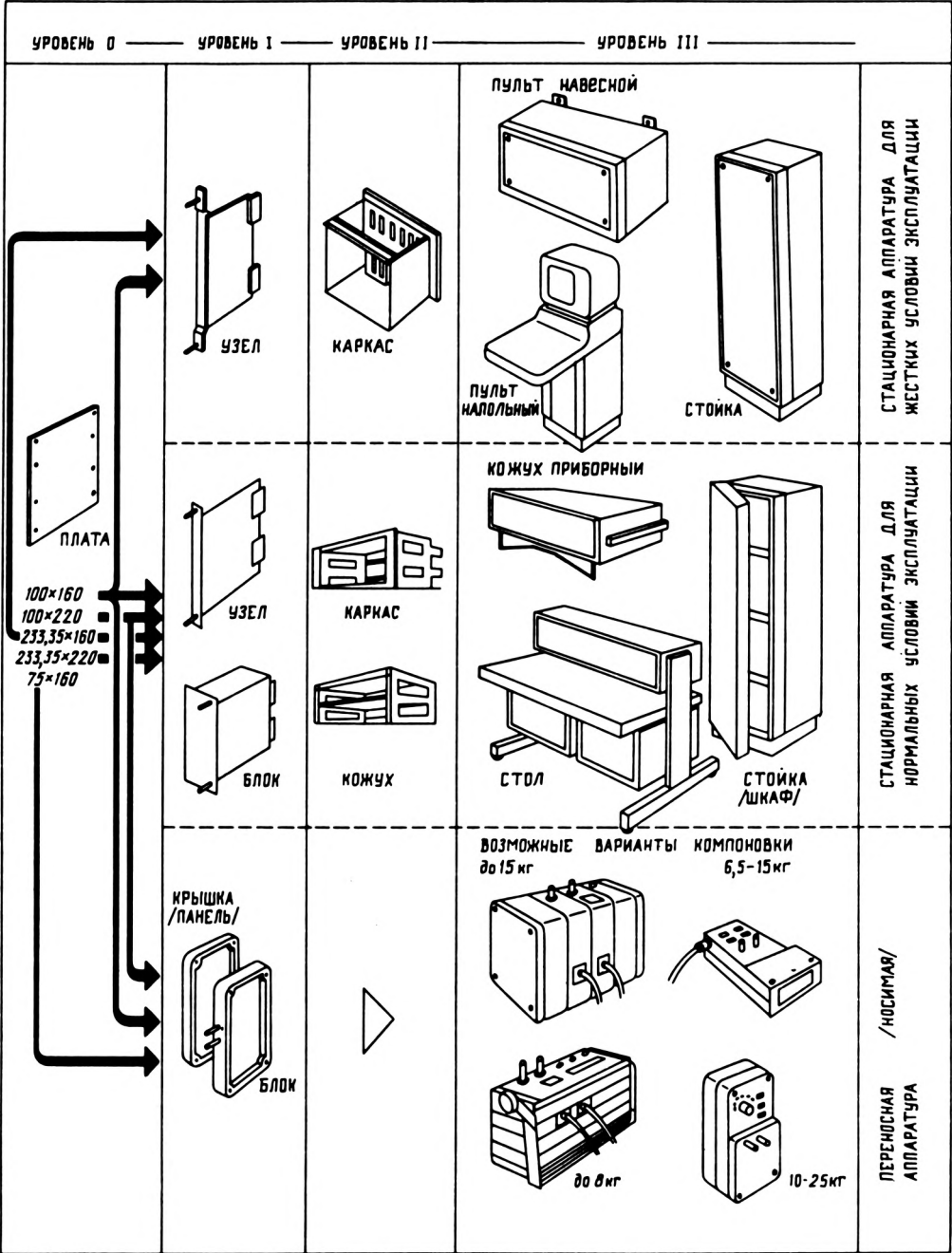


Рис. 8.2. Система унифицированных несущих конструкций аппаратуры ядерного приборостроения

теле. Длительность этого временного интервала обратно пропорциональна объемной активности (или мощности дозы).

Введение такого режима измерения придало новое качество этим блокам детектирования: они обеспечивают автоматическое сокращение времени получения окончательного результата с увеличением измеряемой активности, т.е. чем выше степень загрязнения, например, воздуха производственных помещений, тем быстрее поступает информация об этом. Иначе, БД в некоторых случаях могут преобразиться по своим функциям в программно-управляемый прибор, входящий в измерительную систему.

Улучшению характеристик БД и УД способствовало также применение разрабатываемых с использованием тонкопленочной технологии и серийно освоенных специальных микроузлов и малогабаритных высоковольтных источников питания. Созданный набор микроузлов обеспечивает возможность работы практически со всеми типами промышленно выпускаемых детекторов и позволяет проектировать типовые аналоговые радиометрические и спектрометрические тракты с помощью 2—3 микроузлов. Применение микроузлов позволило уменьшить габариты некоторых сцинтилляционных блоков детектирования в 1,5 раза, снизить основную погрешность в 3 раза, временную и температурную нестабильность более чем на порядок.

В ближайшие годы следует ожидать появления первых промышленных образцов БД с введенными в них микропроцессорными средствами.

При создании БД и УД широко используется функционально-модульный принцип построения на основе унифицированных базовых конструкций.

Развитие работ по унификации и стандартизации конструктивных решений является принципиально важным, поскольку только на этой основе можно обеспечить необходимые экономические предпосылки для организации промышленного выпуска изделий ядерного приборостроения. Создание унифицированных несущих конструкций, с использованием которых должны выполняться электронные модули, агрегатные технические средства второго и

третьего уровней распределенных систем, а также различных носимых и переносных приборов составляет важнейшую часть работ по проблеме "Конструирование изделий ядерного приборостроения".

В СНИИП разработаны конструктивные системы базовых несущих конструкций, которые благодаря высоким технико-экономическим характеристикам широко использовались не только в ядерном приборостроении, но и в других приборостроительных отраслях народного хозяйства.

Базовые несущие конструкции (рис. 8.2) развиваются по трем направлениям:

- для аппаратуры промышленного и лабораторного назначения обычного исполнения;

- для аппаратуры, предназначенной для использования в жестких эксплуатационных условиях;

- для носимой переносной аппаратуры.

Для обеспечения возможности широкого использования унифицированных конструктивов для каждого из них разрабатываются линейки вторичных источников низковольтного питания.

8.3. Системы контроля и управления для энергетических и исследовательских реакторов и АЭС

Начало текущего десятилетия — своеобразный рубеж, характеризуемый созданием широкой серии аппаратуры ЯП, освоенной и выпускаемой промышленностью специально для оснащения АЭС. Это позволило осуществить привязку систем контроля и управления к проектам реакторных установок и АЭС, организовать их внедрение на станциях и авторский надзор за аппаратурой на этапах пуско-наладочных работ и эксплуатации.

Все АЭС, введенные в строй в нашей стране и странах—членах СЭВ, оснащены новой серийной аппаратурой.

Дальнейшее развитие аппаратурного обеспечения атомной энергетики протекало под влиянием различных факторов, которые формировались в процессе накопления опыта эксплуатации аппаратуры на АЭС, развития современных элементов микроэлектроники и ЭВМ.

Опыт эксплуатации выдвинул ряд новых задач функционального развития аппаратных систем, выявил целесообразность изменения их структурной организации, необходимость совершенствования некоторых технических характеристик аппаратных средств.

Системы внутриреакторного контроля. Решение этих задач связано с использованием имеющихся технических возможностей оборудования с целью получения точной и надежной информации о режимах работы реакторных установок, с ускорением их ввода в эксплуатацию за счет сокращения времени предпусковых испытаний. Эти задачи выполняются аппаратными системами внутриреакторного контроля (ВРК). Все энергоблоки с реакторами РБМК-1000 и ВВЭР оснащены подобными системами ("Прохлада-5" и "Гиндукуш").

С учетом перспектив строительства энергоблоков с реакторами ВВЭР в странах-членах СЭВ производство системы "Гиндукуш" было освоено варшавским заводом "Полон". Советские предприятия и специалисты передали конструкторскую документацию и технологию изготовления, обеспечили поставку некоторых деталей, электронных блоков и комплектующих изделий, осуществили авторский надзор.

Разветвленная сеть датчиков системы ВРК, расположенных внутри активной зоны реакторов и на основном реакторном оборудовании, следит за уровнем тепловой мощности, распределением энерговыделения и дает оператору в реальном масштабе времени полную информацию об энергонапряженности активной зоны и каждой топливной кассеты.

Располагая этой информацией, оператор может формировать нейтронное поле, при котором достигается наибольшая допустимая мощность реактора при достаточном и надежном запасе до наступления кризисных явлений.

Для реакторов ВВЭР-1000 дополнительное увеличение мощности по отношению к номинальному уже реализовано на нескольких энергоблоках в результате использования аппаратуры ВРК типа "Гиндукуш" и развитого математического обеспечения системы.

Системы ВРК за счет формирования ра-

дионального поля энерговыделения позволяют также достичь более высоких значений глубины выгорания топлива и тем самым дополнительно повысить экономическую эффективность АЭС. Информация о выгорании топлива накапливается в архиве ЭВМ и является основой при планировании перегрузки в конце кампании. Особое внимание при создании системы обращено на надежность функционирования, достижение высокой точности измерений и широкое использование средств вычислительной техники для выполнения массовых оперативных расчетов на основе показаний датчиков.

Структура системы включает две аналогичные аппаратные части, объединенные блоком связи, а сети датчиков обеих частей полностью покрывают поле контроля активной зоны и другого оборудования.

В случае выхода из строя одной из частей другая продолжает обеспечивать контроль с вдвое меньшей плотностью покрытия зоны контроля. Восстановление показаний вышедших из строя точек контроля производится интерполирующей программой вычислений. В каждой из частей имеются два измерительных устройства, выполняющих измерения в закрепленных за ними зонах датчиков. В случае выхода характеристик одного устройства за пределы допустимой погрешности второе устройство автоматически подключается для выполнения измерений в обеих зонах.

Аппаратурная система сочленяется с двухмашинным комплексом ЭВМ типа СМ2М, выполняющим сложную серию расчетов для получения упомянутой выше информации. При выполнении расчетов ЭВМ взаимно страхуют одна другую, обеспечивая повышенную живучесть системы в целом. Одновременные нарушения работы обеих ЭВМ комплекса не выводят систему из строя, так как автономная работа аппаратных систем способна обеспечить выдачу наиболее важной для контроля энерговыделения информации благодаря наличию встроенных процессоров и программ.

Высокая точность и стабильность работы аппаратных средств в условиях больших помех (80–120 дБ) — одна из особенностей системы ВРК. Чтобы реализовать возможность получения дополнительной мощности реакторов на 1–3%, необходимо

обеспечить измерения сигналов, определяющих локальное энерговыделение в активной зоне с погрешностью, не превышающей 0,1–0,2%. Внедрение систем ВРК на реакторах АЭС привнесло новое качество в управление реакторной установкой, обеспечив полноту информации о режимах и про-

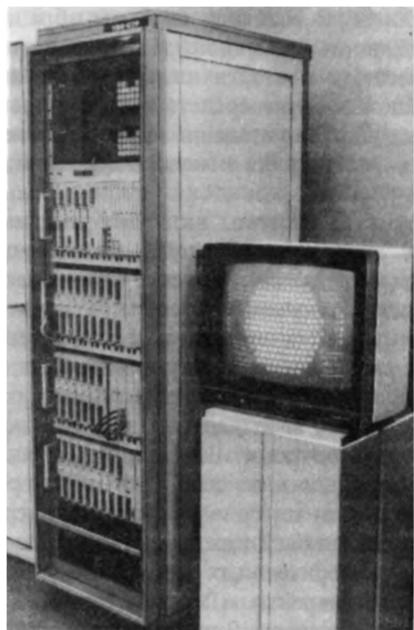


Рис. 8.3. Фрагмент автоматизированной аппаратуры внутриреакторного контроля управления и локальной защиты "Каракорум"

цессах, протекающих в активной зоне реакторов.

Важную часть этой технически сложной системы составляет математическое обеспечение (МО). Его алгоритмы и программы дают возможность воспроизводить на экране дисплея аксиальные и радиальные сечения поля энерговыделения и нейтронного поля активной зоны, прогнозировать их эволюцию в интервале нескольких десятков минут при отсутствии возмущений, выделять наиболее напряженные кассеты, обеспечивать вычисление и хранение в архиве данных о выгорании топлива и накоплении продуктов ядерных реакций.

Опыт работы систем ВРК позволил сформулировать задачи их развития, в том числе такие важные, как управление энерговыделением и защита от локальных перегревов в активной зоне. На основе опы-

та работы и задач развития в течение последних лет была проведена работа по созданию нового комплекса автоматизированной аппаратуры внутриреакторного контроля, управления и локальной защиты ("Каракорум").

Новый комплекс является хорошей основой для организации систем контроля реакторов ВВЭР следующих поколений (рис. 8.3).

Системы безопасности реакторных установок. Ядерная безопасность реакторной установки определяется составной частью системы СУЗ — аппаратурой контроля нейтронного потока (АКНП). Безотказность работы АКНП, стабильность ее характеристик и отсутствие ложных срабатываний — залог устойчивой и безопасной работы реактора. Сложность достижения необходимых параметров аппаратуры в значительной степени определяется широтой динамического диапазона измерений (более 10 порядков), тяжелыми условиями работы блоков детектирования (высокая температура, большой уровень γ -фона), протяженными линиями передачи сигналов.

При совершенствовании серийно выпускаемых систем АКНП ("Суган", "Далар"), которыми оснащены все реакторы типа ВВЭР, в последние годы достигнуты результаты, обеспечившие дальнейшее повышение измерительных характеристик, существенное уменьшение объема электронной аппаратуры, повышение надежности.

В результате надежность аппаратуры защиты повышена в 1,5–2 раза, точность — в 2 раза, потребляемая мощность уменьшилась в 6 раз, существенно снижена трудоемкость изготовления. Дополнительно с целью существенного улучшения контроля ядерной безопасности и сокращения времени пуска реакторов ВВЭР разработан комплект аппаратуры, обеспечивающий на два порядка более высокую чувствительность измерений нейтронного потока (рис. 8.4). Благодаря использованию созданной аппаратуры при пуске нескольких реакторов ВВЭР-1000 был обеспечен контроль ядерной безопасности начиная с глубокого подкритического состояния активной зоны, сокращено время проведения испытаний системы управления и защиты реактора.

Созданные технические средства позволили расширить функции аппаратуры и организовать каналы контроля и аварийной защиты реактора по технологическим параметрам при превышении давления в первом контуре, температуры теплоносителя, уровней теплоносителя в парогенера-

тора, реализующие различные варианты мажоритарной логики для компоновки схемы аварийной защиты. Схемотехнические и конструктивные решения позволяют собирать различные конфигурации комплексов в зависимости от требований потребителя.

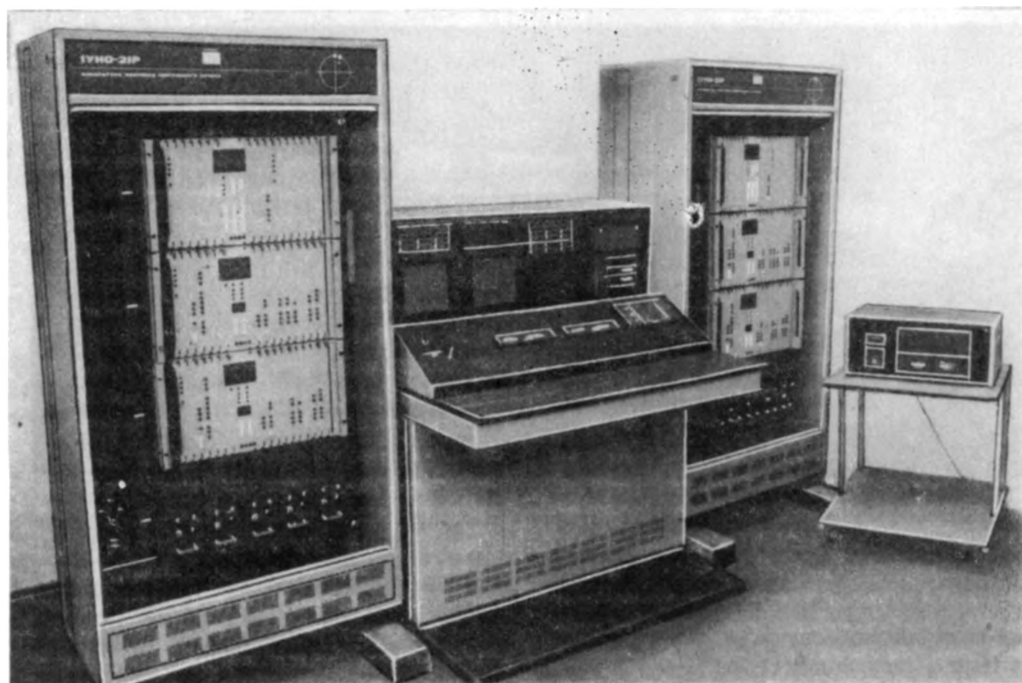


Рис. 8.4. Аппаратура контроля нейтронного потока и технологических параметров системы управления и защиты реакторов

торе, компенсаторе давления и пр. Такие комплекты аппаратуры уже подготовлены к серийному производству.

Для оснащения исследовательских реакторов и реакторных стендов разработан и освоен в серийном производстве новый комплекс аппаратуры "Карпаты". Состав комплекса и технические характеристики аппаратуры удовлетворяют самым взыскательным требованиям экспериментаторов, проводящих исследования в области физики реакторов. Аппаратура обладает высокой чувствительностью [$(0,002 \text{ нейтр}/(\text{см}^2 \cdot \text{с}))$], широким диапазоном измерений (12–13 порядков); в комплексе имеются реактиметр, измеряющий реактивность в диапазоне шести деkad; устройства, обеспечивающие связь с ЭВМ; имитатор кинетики реактора; уст-

Системы контроля герметичности твэлов. Заметные результаты достигнуты в совершенствовании аппаратуры, контролирующей герметичность оболочек (КГО) твэлов реакторов. Успехи в развитии аппаратуры КГО связаны с расширением использования спектрометрических методов измерений, совершенствованием алгоритмов обработки информации и применением для этих целей ЭВМ, новой элементной базы. Все это позволило создать более совершенную по сравнению с аппаратурой, используемой на реакторах РБМК-1000, аппаратную систему КГО для реактора Игналинской АЭС. Она обладает увеличенной в десять раз чувствительностью, ее быстродействие на порядок превышает быстродействие аппаратуры предыдущего поколения. При этом объем электронного

оборудования уменьшен в восемь раз; аппаратура спроектирована для совместной работы с ЭВМ, но может выполнять функции контроля и в автономном режиме благодаря наличию встроенного микроконтроллера. Эксплуатация системы на АЭС подтвердила устойчивость ее характеристик, си-

ческой аппаратуры позволил выработать рациональный подход к построению систем контроля радиационной безопасности (КРБ). В соответствии с этим подходом в составе общей системы имеется центральная часть, содержащая стационарную аппаратуру, а вторая часть состоит из пере-

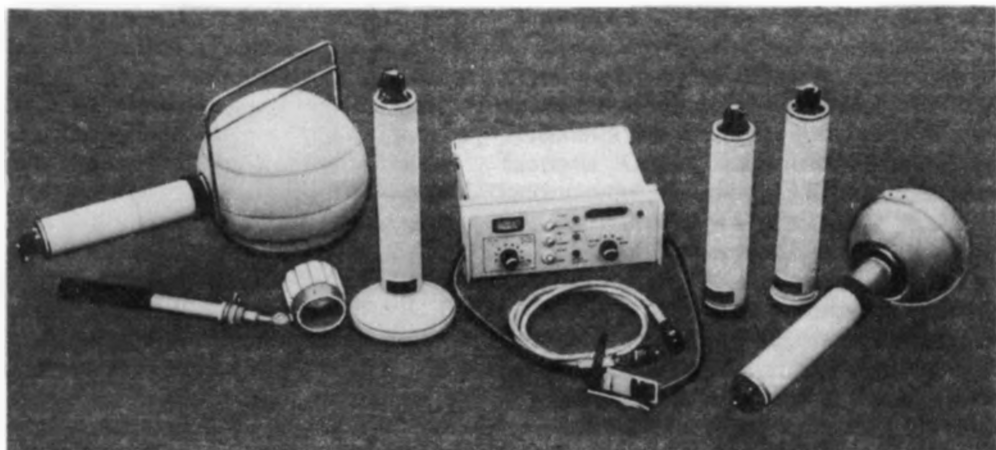


Рис. 8.5. Многофункциональный носимый радиометр-дозиметр МКС-01 для инспекционного контроля радиационной обстановки, состоящий из измерительного пульта и универсального набора сменных блоков детектирования

стема позволила обеспечить надежный контроль тепловыделяющих сборок.

Важный шаг для совершенствования систем КГО — применение метода математического моделирования процессов, происходящих при развитии нарушения целостности оболочек твэлов. Этот метод был использован при разработке системы КГО для реактора БН-350.

Опыт эксплуатации системы в течение ряда лет подтвердил ожидаемые результаты и, что не менее важно, показал полезность такого подхода к решению задач подобного класса.

Системы контроля радиационной и радиэкологической безопасности АЭС. По мере развития атомной энергетики и увеличения концентрации мощностей АЭС все большее значение обретают задачи их радиационной безопасности, а следовательно, и аппаратные системы, обеспечивающие контроль радиационной обстановки на АЭС и в окрестностях станций.

Многолетний опыт создания и использования радиометрической и дозиметри-

ческой аппаратуры позволил выработать рациональный подход к построению систем контроля радиационной безопасности (КРБ).

Стационарная аппаратура системы обеспечивает сбор, обработку и хранение информации радиационного контроля технологических контуров и оборудования АЭС, ее помещений и вентиляционных систем, контроль активности выбросов в атмосферу и сбросов в водную среду, контроль территории и периметра станции, включая проходные и выездные пути.

С помощью носимой аппаратуры проводится локальный инспекционный контроль, средства индивидуальной дозиметрии обеспечивают учет дозовых нагрузок обслуживающего персонала (рис. 8.5).

Специалистами СНИИПа разработаны две модификации систем КРБ, ими оснащены все атомные станции. Это поколение систем КРБ специально создано для атомной энергетики. Системы содержат более 60 различных типов технических средств, позволяющих выполнять разнообразные компоненты систем с учетом особенностей проекта атомной станции. В составе систем

имеется около 30 блоков детектирования γ -, β -, α - и нейтронного излучений для измерения мощности дозы, активностей в воздушной и водной средах, поверхностных загрязнений.

Одна из этих систем, названная "Сейвал", с помощью советских специалистов

ным ядром системы, работу которого организует микро-ЭВМ (рис. 8.6).

Радиально-петлевая топология системы позволяет охватить большое пространство, подлежащее контролю, при сокращении длины кабельных трасс на одну треть. Система обладает высокой живучестью бла-



Рис. 8.6. Аппаратура рабочего места оператора-дозиметриста

была освоена заводом "Полон" в ПНР для оснащения АЭС, сооружаемых в странах-членах СЭВ.

Пятилетний опыт эксплуатации второй модификации системы контроля радиационной безопасности ("Горбач") на АЭС с реакторами РБМК показал перспективность заложенной в ней распределенной структуры и петлевой топологии.

Созданию нового поколения системы КРБ, обладающего рядом преимуществ по сравнению с предыдущим, способствовало широкое использование микропроцессорных средств. В системе сохранена петлевая топология моноканала для каждого из пяти секторов контроля. Одной петлей одновременно охватывается десять станций сбора информации, каждая из которых контролирует десять датчиков. Пять таких петель связаны с централь-

годаря способности станций работать в автономном режиме и повышенной помехозащищенностью вследствие существенного сокращения длины кабельных трасс между датчиками и станциями, по которым транслируются сигналы в аналоговой форме. Благодаря использованию современных микросхем и детекторов надежность контроля увеличена в 5 раз, на 30–50% расширен диапазон измерений, автоматизация работы системы и повышенная надежность позволили заметно уменьшить состав обслуживающего персонала.

В составе технических средств системы имеются цветные дисплеи и автоматизированные пульты управления (рабочие места операторов-дозиметристов). Появление таких средств позволяет компоновать автоматизированную систему управления радиационной безопасностью многоблочных

АЭС, что следует рассматривать как новое качество в развитии подобных систем.

Новая аппаратурная система КРБ, оснащенная вычислительными средствами на всех уровнях, позволяет существенно расширить круг решаемых задач: получение интегрированных оценок радиационного состояния объекта контроля и прогноза его развития, ведение архива, автоматизацию учета дозовых нагрузок персонала, формирование отчетных документов для органов контроля за радиационной безопасностью.

8.4. Аппаратура для предприятий топливного цикла

Все предприятия атомной промышленности по особенностям аппаратурного оснащения можно условно разделить на две группы:

предприятия горно-геологического профиля (геологические партии, рудники, карьеры, участки подземного выщелачивания и т.п.), требующие применения аппаратуры, работоспособной в полевых условиях и обладающей небольшими габаритами и массой;

остальные предприятия топливного цикла, которые несмотря на существенные различия в технологии (гидрометаллургия, радиохимия, аффинаж и т.п.) можно рассматривать как более или менее однородные по эксплуатационным условиям применения аппаратуры в закрытых помещениях и не накладывающие, как правило, особых ограничений на массо-габаритные характеристики аппаратуры.

Задачи создания аппаратуры для предприятий первой группы были решены в основном в более ранний период развития ядерного приборостроения этого направления. Была разработана и серийно освоена гамма переносных и носимых радиометрических приборов для поиска урановых месторождений, опробования рудных тел в условиях естественного залегания, каротажа скважин и т.п. Изделия ядерного приборостроения были включены в состав технологического оборудования, которое применяют при сортировке добытой горной массы.

При поиске и добыче ядерного сырья

используют достаточно широкую номенклатуру приборов, применение которых повышает эффективность поисковых работ. Так, например, внедрение в промышленную эксплуатацию сцинтилляционного эманационного радиометра РГА-1П, в котором применен ряд новых решений (автоматическая оптимизация времени измерения, компенсация загрязнения детектора и т.п.), позволило повысить в 1,5–2 раза производительность труда при проведении пешеходной эманационной съемки.

Для контроля загрязненности воздуха урановых рудников радоном и его короткоживущими продуктами распада создан инспекционный прибор нового поколения, в котором полностью автоматизирован цикл измерений вплоть до выдачи показаний в единицах "скрытой энергии".

Успехи ядерного приборостроения привели к широкому использованию в полевой аппаратуре пропорциональных детекторов и прецизионных спектрометрических методов обработки информации. Созданная на базе рентгенорадиометрического и активационного методов ядерно-физическая аппаратура получила широкое распространение при проведении анализа сложных многокомпонентных руд в естественных условиях, обеспечила повышение эффективности предварительного обогащения полиметаллических нерадиоактивных руд, содержащих такие элементы, как олово, вольфрам, молибден и другие, и более комплексное их использование.

Характерным отличием развития приборостроения для горно-геологической подотрасли до последнего времени было использование принципов моноблочного исполнения аппаратуры.

Исследования, проведенные специалистами ядерного приборостроения, показали, что магистрально-модульный принцип, использующийся для построения стационарной аппаратуры, может быть с успехом распространен и на переносные приборы, предназначенные для эксплуатации в жестких производственных условиях. Были разработаны научно-технические основы конструктивно и электрически стандартизированной системы производственной аппаратуры (КЭССПА), набор функциональных блоков и на их основе ряд законченных приборов (рис. 8.7).

Совокупность разработанных функциональных блоков, включая микро-ЭВМ, в сочетании с развитым программным обеспечением позволяет создавать в короткие сроки переносную аппаратуру принципиально нового класса, обладающую возможностями, доступными только стацио-

из которых должна проектироваться строго индивидуально с учетом особенностей технологии и объемов производства, а также конфигурации производственных помещений. Только в этом случае будет обеспечен эффективный контроль. С другой стороны, такие требования приводят к необходимос-

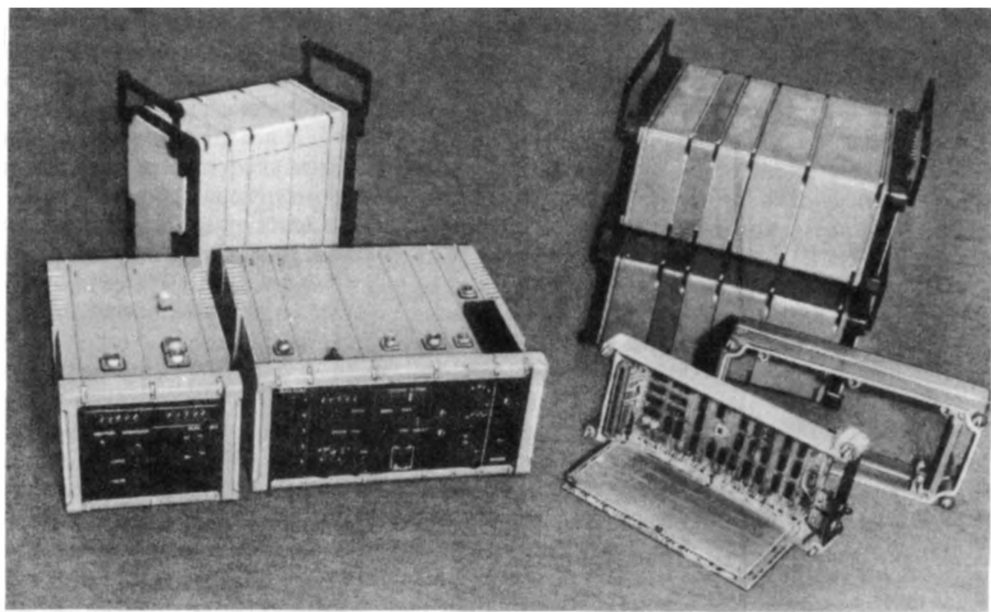


Рис. 8.7. Унифицированные конструктивы, функциональные блоки и приборы блочно-магистральной конструктивно и электрически стандартизированной системы производственной аппаратуры (КЭССПА)

нарным приборам, и в то же время компактную, имеющую малую массу, устойчивую к воздействию внешних климатических и механических факторов.

На основе блоков КОССПА создаются не только носимые приборы, но и устройства для стационарной аппаратуры, предназначенной для использования в полевых условиях, а также микропроцессорные средства сбора и обработки информации для автоматизированного управления технологическими процессами подземного выщелачивания, горного производства, предварительного обогащения и т.п.

Технологические процессы предприятий топливного цикла связаны с переработкой высокорadioактивных материалов. Это требует организации непрерывного автоматического контроля радиационной обстановки, осуществляемого обычно на основе применения стационарных систем, каждая

ти создания для каждого предприятия, цеха, участка своей собственной системы, отличающейся от других набором измеряемых величин, количеством контролируемых точек, территориально-пространственной компоновкой и т.п.

Это противоречие между задачей оптимизации контроля радиационной обстановки и экономической целесообразностью организации промышленного выпуска единичных изделий удается разрешить в результате применения агрегатных технических средств. Для построения аппаратуры радиационного контроля наибольшее распространение получил агрегатный комплекс "Орешник" (рис. 8.8) (КАТСРК) — набор серийно выпускаемых технических средств. Используя КАТСРК, можно создавать широкую гамму аппаратуры: одноканальные приборы, двухуровневые системы с числом каналов от 4 до 48, трех-

уровневые многоканальные системы с числом каналов более 1000. В зависимости от набора технических средств системы могут осуществлять:

непрерывные дистанционные измерения и регистрацию контролируемых параметров;

мы современной структурной организации с использованием ЭВМ, применение которых позволяет потребителю путем наращивания программного обеспечения постоянно развивать функциональные возможности аппаратуры.

Накопленный в ядерном приборострое-

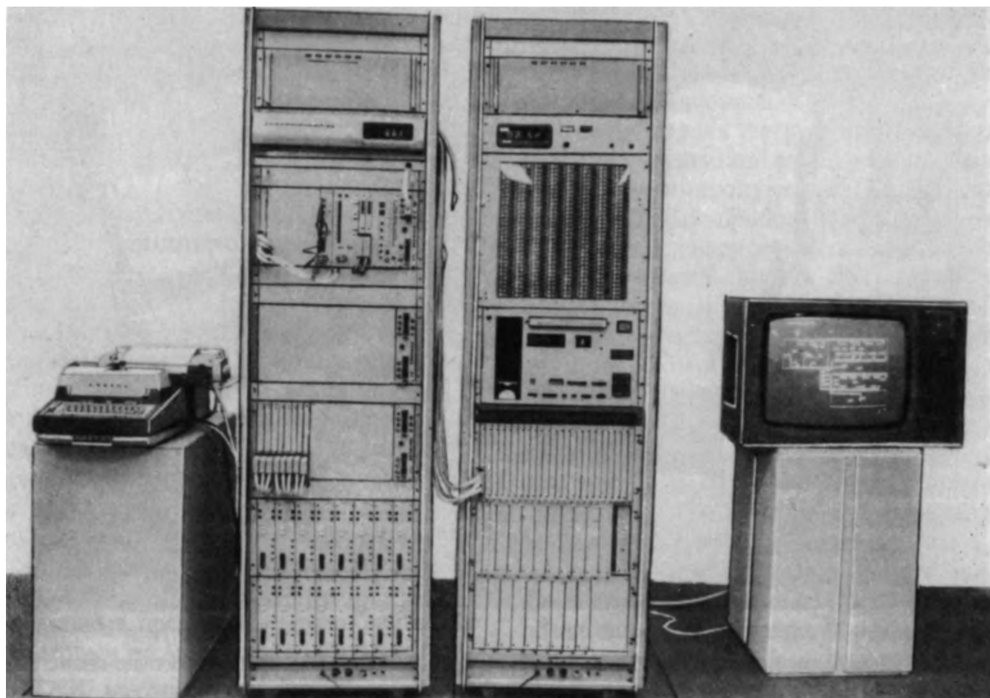


Рис. 8.8. Многоканальная система контроля загрязненности воздушной среды производственных помещений и технологических коммуникаций, выполненная на базе технических средств агрегатного комплекса КАТСРК ("Орешник")

оптико-акустическую двухпороговую сигнализацию о превышении установленных уровней на центральных пультах и в местах контроля;

обработку, документирование и отображение массива информации со всех точек контроля;

проверку, тестирование и централизованное управление всеми входящими в систему техническими средствами;

управление внешними устройствами и механизмами.

Комплекс включает в себя широкий набор средств обработки информации. Он позволяет собирать как достаточно простые системы, не требующие для обслуживания специального персонала, так и систе-

нии опыт создания распределенных информационно-измерительных систем позволил приступить к разработке микропроцессорных технических средств и проектированию на их основе АСУТП распределенного типа, которые в силу своих преимуществ получили в последние годы широкое распространение. Одним из факторов, повышающих надежность и функциональную гибкость распределенных АСУТП, является возможность обработки данных без передачи их в центральную ЭВМ. В этом случае можно более простыми способами обеспечить резервирование и дублирование наиболее ответственных частей системы, организовать контроль и тестирование технических средств и т.п.

Значительное место в аппаратурном оснащении предприятий топливного цикла занимают лабораторные приборы, широко используемые для решения аналитических задач по контролю проб технологических сред, проб окружающей среды и т.п. Основное отличие лабораторного контроля радиоактивности различных сред от стационарного непрерывного контроля состоит в необходимости обеспечения более высокой точности и избирательности (по отношению к отдельному радионуклиду, фракции вещества и т.п.). Важную роль в проведении такого рода измерений играют промышленные спектрометрические установки для анализа проб по α - и γ -излучениям, такие как "Ахилл" (СЭА-01 и УП-36), "Цербер" (МА-1П) и т.п.

На примере установки МА-1П можно иллюстрировать важнейшие тенденции сегодняшнего этапа развития ядерно-физического лабораторного приборостроения. Это, во-первых, автоматизация процесса измерения набора проб, во-вторых, автоматизация обработки результатов измерения с помощью микро-ЭВМ. В настоящее время эти тенденции получили дальнейшее развитие в завершающейся разработке нового поколения измерительных спектрометрических установок: программно-управляемых, в том числе с управлением по магистралам параметрами аналоговых блоков, а также ряда измерительных устройств, автоматов и полуавтоматов, управляемых с помощью средств вычислительной техники.

Следует также отметить и проявившееся в последние годы стремление более полно использовать возможности агрегатного метода для создания автоматизированного лабораторного оборудования. Так, например, был создан набор устройств детектирования для проведения лабораторных радиометрических измерений проб окружающей среды, выбросов и сбросов, радиоактивных отходов и т.п. Они обладают более высокими метрологическими характеристиками по сравнению с БД непрерывного контроля. Это достигается благодаря использованию активных и пассивных методов подавления фона, применением высокоэффективных детекторов и селективных методов измерения активности проб, специальных методик измерения.

Накопление опыта эксплуатации таких комплексов технических средств позволяет приступить к созданию полномасштабных автоматизированных аналитических лабораторий для контроля окружающей среды или радиационного контроля производственных помещений.

8.5. Аппаратурные системы для термоядерных исследований

Для контроля и управления установками для термоядерных исследований и обеспечения радиационной безопасности необходимы информационно-измерительные управляющие комплексы (КИИУ) аппаратуры.

Такие комплексы создаются или введены в эксплуатацию на установках типа Токамак (Т-10, Т-15, ТСП), на импульсных термоядерных установках, использующих для нагрева мишеней электронные и лазерные пучки ("Ангара-5" и др.).

По масштабу выполняемых функций контроля, измерения и управления, объему электронного оборудования, структуре построения комплексы аппаратуры по существу являются своеобразными АСУ ТП термоядерных установок.

Наиболее полно объем задач, решаемых этими комплексами, можно продемонстрировать на примере установки "Ангара-5". Установка имеет восемь одинаковых модулей, которые генерируют пучки электронов с суммарным током 8 МА, длительностью 60 нс и мощностью $1,7 \cdot 10^{13}$ Вт. Эти пучки, синхронизированные во времени, фокусируются на дейтериевой или дейтерий-третиевой мишени, расположенной во взрывной камере, вызывая ее разогрев и реакции, близкие к тем, которые происходят при выполнении критерия Лоусона.

Комплекс аппаратуры имеет более 600 каналов, по которым он принимает и обрабатывает сигналы и посылает исполнительные команды. При этом выполняются следующие задачи:

технологический контроль инженерного оборудования (генератор импульсного напряжения, водяная формирующая линия, разрядники, выпрямители зарядки, взрывная камера и пр.) на этапе подготовки к очередному эксперименту;

контроль защит и блокировок;
синхронизация во времени срабатывания
разрядников;

измерение импульсных процессов, протекающих в различных устройствах установок в диапазоне от 1 мкс до 1 нс;

диагностические измерения тормозного и нейтронного излучений;

импульсная дозиметрия;

анализ результатов каждого эксперимента с выдачей экспериментатору всех запланированных характеристик;

накопление архива, классификация результатов.

Широкий диапазон измерений, спрессованность сбора информации во времени, наличие больших импульсных помех — наиболее характерные отличительные черты своеобразия требований к аппаратуре подобного класса.

В составе комплекса имеется 16 измерительных устройств, способных измерять импульсные сигналы с шагом квантования по времени в 1 нс с погрешностью измерения амплитуды сигналов менее 1%. При этом следует учесть, что измерения происходят одновременно с генерированием импульсов, мощность которых на два порядка превышает мощность всех электростанций страны, при скорости изменения токов и напряжений $10^{14} - 10^{15}$ А/с, В/с.

Комплекс имеет распределенную структуру и является типичным вариантом магистрально-модульной системы; в качестве интерфейса используются каналы КАМАК-ВЕКТОР и радиальные каналы, соответствующие стандарту RS-232.

Этот комплекс в течение ряда лет успешно работает и совершенствуется в составе установки "Ангара-5"; с его помощью накоплен ценный экспериментальный материал, необходимый для следующего этапа развития термоядерных исследований. Опыт создания комплекса использован при проектировании отдельных систем для установки типа токамак и др. В целом все эти системы следует рассматривать как прототипы составных частей АСУ ТП будущего опытного термоядерного реактора, эффективность работы которого будет зависеть от достижений не только в области фундаментальных физических исследований, но и аппаратуры контроля и управления.

8.6. Радиационный контроль на судах с ЯЭУ

Основные требования к аппаратуре контроля и управления судовых ЯЭУ — большой ресурс работы, высокая надежность и живучесть, хорошая ремонтпригодность и удобство в эксплуатации. Кроме того, ввиду локальности и автономности размещения как ЯЭУ, так и обслуживающего ее персонала определенные требования накладываются на конфигурацию и структуру системы радиационного контроля. Часть датчиков этой системы выполняет роль дозиметрических приборов, другая часть регистрирует характер протекания технологических процессов и контролирует состояние активной зоны.

В настоящее время создано третье поколение радиационной системы контроля судов с ЯЭУ, имеющее по сравнению с предшествующими модификациями, установленными на атомных ледоколах "Ленин", "Арктика", "Сибирь", более высокую надежность и больший ресурс работы.

Функционально полная номенклатура технических средств этой системы и магистральная организация связей между ними позволяют достаточно просто трансформировать систему, обеспечивая необходимые качества и требования для различных проектов судов. Для атомного ледокола "Россия" и атомного лихтеровоза "Севморпуть" единый набор технических средств позволил чисто программным путем создать различные системы радиационного контроля "Лантан" и "Литий". В этих системах решается широкий круг задач. С помощью спектрометрического датчика, настроенного на реперные изотопы $^{88}\text{K} + ^{88}\text{Rb}$, детектора γ -излучения, а также датчика запаздывающих нейтронов оценивается состояние теплоносителя и целостности оболочек твэлов. Несколько бета-датчиков контролируют герметичность различного оборудования, каждого парогенератора и всех парогенераторов вместе, а несколько гамма-датчиков — герметичность вспомогательных теплообменников. Установленные на вентиляционных коробах бета-датчики контролируют выброс газов и аэрозолей. Сбросные воды контролируются сцинтилляционными спектрометрическими гамма-датчиками. С помощью гам-

ма- и нейтронных датчиков оценивается радиационная обстановка в ряде помещений центрального отсека, где располагается ЯЭУ. Переносные приборы и местные бета-датчики контролируют загрязнение тела и одежды, поверхностные загрязнения помещений.

Поскольку экипажи корабля длительное время находятся в помещениях, ограниченных корпусом корабля, принимаются все необходимые меры по соблюдению нормальных условий труда и отдыха экипажа. Ведется тщательный дозиметрический контроль всего персонала, обслуживающего ЯЭУ. Все

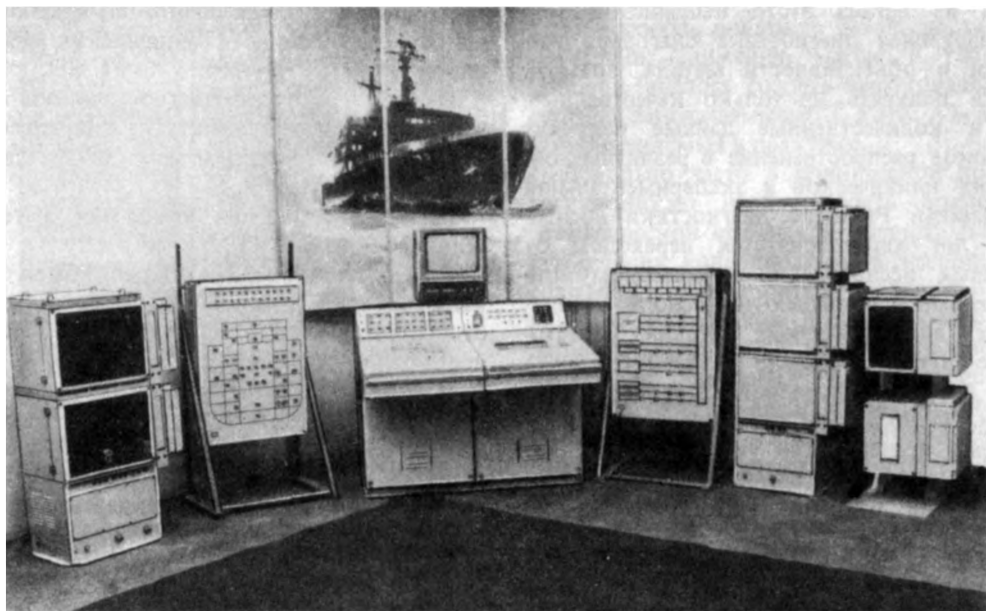


Рис. 8.9. Автоматизированная система радиационного контроля КАРК-03, установленная на атомном ледоколе "Россия"

Сведения, получаемые датчиками радиационного контроля, централизованно обрабатываются и выводятся на пульт, на дисплее которого может быть отражена интересующая оператора информация о радиационной обстановке в помещениях атомохода.

Обработка поступающей информации позволяет прогнозировать радиационную обстановку на корабле, время пребывания или дозы, получаемые членами экипажа при работе в контролируемой зоне, с учетом ранее накопленной дозы, формировать рекомендации для принятия мер по нормализации радиационной обстановки и защите персонала. К этим мерам относятся отключение части энергетического оборудования, использование индивидуальных защитных средств, проведение дезактивации, перевод вентиляции в замкнутый цикл работы и ввод фильтров очистки.

сотрудники имеют индивидуальные дозиметры, информация с которых регулярно считывается, обрабатывается и анализируется. Имеется, кроме того, аппаратура для определения содержания радионуклидов в организме, она надежно контролирует минимальный уровень доз облучения (рис. 8.9).

Введение обширного комплекса элементов вычислительной техники, автоматики и средств представления обработанной информации позволило сократить вахтенную службу и уменьшить затраты труда при эксплуатации.

Тщательно продуманная взаимосвязь оператора с автоматизированной системой контроля радиационной обстановки на корабле, учитывающая сложные психофизические факторы, значительно облегчает работу персонала, управляющего работой ЯЭУ, и исключает возможность его ошибочных действий в экстремальных условиях.

8.7. Ядерно-медицинская диагностическая аппаратура

Радиоактивные вещества широко используются как в терапии, так и в клинической диагностике. В настоящее время сформировалось самостоятельное направление медицины — радиационная медицина. Как одна из ветвей этого направления, радиоизотопная диагностика благодаря точности и объективности метода, возможности получить не только качественные, но и количественные данные получила широкое распространение в различных областях клинической и экспериментальной медицины. Развитие диагностики последних лет характеризуется переходом от научных исследований к массовому обслуживанию больных на основе устоявшихся апробированных методик. В настоящее время в стране развернуто более 400 лабораторий радиоизотопной диагностики. За последние годы объем радиоизотопных исследований увеличился в 2 раза, и в настоящее время выполняется более 2 млн. радиоизотопных исследований в год.

Цель радиоизотопной диагностики — распознавание заболеваний, а также определение состояния функциональных органов человека. Диагностические процедуры требуют применения приборов, которые давали бы информацию о количестве радиоактивных веществ, содержащихся в каком-либо органе, формировали изображение распределения радионуклидов в теле пациента и представляли данные о динамике их распределения. Здесь, так же как и в других направлениях ядерного приборостроения, широко внедрены различные средства вычислительной техники. Нередко составной частью радиодиагностической аппаратуры стали ЭВМ. Этого требует колоссальный объем информации, которую необходимо обработать. В свою очередь это накладывает определенные требования на параметры запоминающего устройства, в котором нужно хранить не только поступающую информацию от детекторов ионизирующего излучения, но также данные о предыдущих радиодиагностических сеансах, библиотеку программ по обработке информации согласно алгоритмам по заранее отработанной медиками методике и т.д.

Крайне важно представить обработанную информацию в концентрированном виде, удобном для ее анализа врачом, что обычно требует применения дисплея с набором соответствующих программ. Для удовлетворения всех требований, перечисленных выше, предполагается обычно участие в разработках радиодиагностической аппаратуры не только специалистов по ядерному приборостроению, но и медицинских работников.

Известно, что радиодиагностическую аппаратуру можно разделить на два класса:

а) для проведения измерений вне тела человека (*in vitro*);

б) для проведения измерений в теле человека (*in vivo*).

Разработанная в СНИИП аппаратура охватывает оба класса. К первому классу относятся приборы для измерения активности вводимого раствора.

Для проведения биологических исследований разработан автоматический радиометр β -излучения, представляющий собой автоматический сменщик нескольких сотен проб, размещаемых в стандартных флаконах, и электронное устройство для измерения относительной активности проб.

Ко второму классу относятся приборы, позволяющие определять пространственное распределение биологически активных соединений, меченных радионуклидами, в органах человеческого организма, причем возможно получение как плоского, так и объемного изображения.

К этому же классу относится аппаратура, предназначенная для исследования функционального состояния органов человека на основе определения динамики прохождения биологически активных соединений, меченных радиоактивными нуклидами, через исследуемые области тела пациента. Приборы этого комплекса (передвижной хроноскоп РИХ-3М и стационарный РИХ-5М) представляют собой программно-управляемые многоканальные анализаторы нестационарных потоков излучения (рис. 8.10). С их помощью регистрируется временное распределение относительного содержания активности, введенной пациенту в целях изучения динамики поступления, распределения и выведения как в отдельных органах, так и во всем теле исследуемого. Все приборы комплек-

са снабжены унифицированным набором коллиматоров, используемых при проведении различных функциональных исследований, в них используется стабилизация спектра по фотопику регистрируемого излучения, что позволяет отказаться от ежедневной калибровки. Составной частью при-

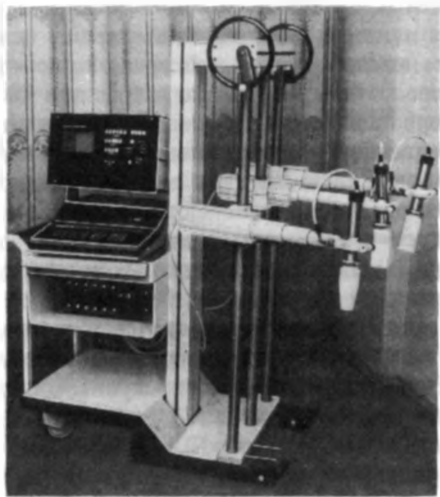


Рис. 8.10. Радионуклидный передвижной хроноскоп РИХ-ЗМ, предназначенный для исследования функционального состояния органов человека

боров комплекса является микро-ЭВМ, которая позволяет пользователю в условиях медицинского учреждения самостоятельно разрабатывать новые программы обработки и дополнять стандартную библиотеку программ вычислительного комплекса.

Важную роль в методах применения того или иного прибора играет используемый нуклид. Сейчас проводится работа по выбору радионуклидов с минимальным верхним энергетическим уровнем, что позволит уменьшить габариты защиты радиодиагностической аппаратуры и снизить вероятность травматизма при обследовании.

Внесло свой вклад ядерное приборостроение и в борьбу с сердечно-сосудистыми заболеваниями. Операция по вживлению или замене имплантируемого электрокардиостимулятора (ЭКС) всегда сопровождается риском развития осложнений. Уменьшить количество повторяемых операций (реимплантаций) можно лишь за счет увеличения срока службы ЭКС, предполагает-

ся при этом его высокая надежность работы. Применяв гибриднопленочную технологию, в СНИИП удалось создать высоконадежные и весьма экономичные электронные схемы ЭКС. Источником питания таких схем вполне могут быть малогабаритные плутониевые радиоизотопные термоэлектрогенераторы (РИТЭГ), реальный срок службы которых составляет около 15 лет. Уделив особое внимание безопасности эксплуатации, снижению массы и габарита прибора, удалось создать высоконадежные серийно выпускаемые ЭКС РЭКС-А1, широко применяемые в практике.

Довольно часто в клинической практике возникает необходимость временной электрической стимуляции сердца. Период стимуляции колеблется от нескольких часов (поддержание ритма во время операции) до нескольких недель (послеоперационный период). Эту функцию с успехом выполняет наружный (экстракорпоральный) кардиостимулятор ЭКСВ-1, располагаемый снаружи и подключенный к сердцу с помощью электрода, вводимого через вену.

8.8. Аппаратура для изучения космического пространства

Одно из направлений ядерного приборостроения — создание аппаратуры для изучения космического пространства и планет. Большая часть анализируемой здесь информации связана с составом, энергетическим и пространственным распределением полей ионизирующего излучения. Диапазон измерения параметров ионизирующего излучения в космическом пространстве необычайно широк — например, энергетический диапазон простирается от ультрафиолетового излучения с энергией квантов от десятка электрон-вольт до космических лучей сложного состава с энергией частиц в десятки тысяч мегаэлектрон-вольт.

Специфичными для космической аппаратуры являются жесткие требования по ограничению объема, занимаемого аппаратурой на космическом корабле или спутнике, массы и потребляемой мощности. Затруднена также передача больших объемов информации с космического аппарата на

Землю. Условия работы этой аппаратуры очень часто экстремальные — климатические и механические перегрузки чрезвычайно велики, так что возникают трудности в их воспроизведении при проведении предполетных испытаний. Ко всему этому нужно добавить необходимость обеспечения

Включение вычислительной техники в состав космической аппаратуры позволило значительно расширить функциональные возможности последней. Появилась возможность предварительной обработки информации непосредственно на борту, с тем чтобы телеметрические каналы связи загрузить наиболее представительной информацией.

За почти тридцатилетний период освоения космического пространства с помощью аппаратуры для регистрации и измерения полей ионизирующего излучения, размещенной на спутниках и космических кораблях, был получен ряд выдающихся научных результатов. Остановимся лишь на трех наиболее характерных экспериментах, успешно проведенных в последние годы.

Первый из них — определение элементного состава грунта и атмосферы планеты Венера. В марте 1982 г. спускаемые аппараты автоматических межпланетных станций (АМС) "Венера-13" и "Венера-14" совершили посадку на поверхность планеты и впервые осуществили отбор образцов грунта и определение его элементного состава. Эта уникальная по своей сложности задача была решена с помощью тщательно отработанной техники проведения такого эксперимента, которая позволила первую часть операций осуществлять в реальных венерианских условиях, т.е. при температуре 500°C и давлении 10 МПа. В этих условиях бурением отобран образец грунта, снижено давление атмосферы, окружающей породу после забора пробы, образец транспортирован внутрь посадочного аппарата. Образец породы для анализа отбирался с помощью грунтозаборного устройства (ГЗУ).

Вторая часть операций была проведена в относительно нормальных условиях внутри посадочного аппарата — облучение образца, измерение спектров, кодирование и запоминание информации. Анализ элементного состава породы осуществлялся рентгенорадиометрическим методом.

На рис. 8.11 показано расположение рентгенофлуоресцентного спектрометра на посадочном аппарате. Прибор состоит из двух блоков: блока детектирования и многоканального анализатора импульсов. Оба блока располагаются внутри герметичного

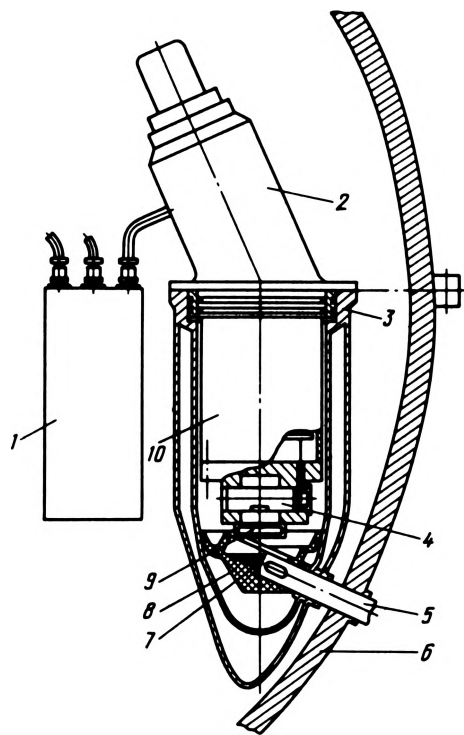


Рис. 8.11. Схема расположения рентгенофлуоресцентного спектрометра на посадочном аппарате станций "Венера-13" и "Венера-14"

высокой надежности функционирования аппаратуры без каких-либо подрегулировок и профилактического ремонта в течение длительного времени, измеряемого годами. Всем жестким требованиям отвечала аппаратура, созданная за эти годы СНИИП.

Принципиально новым для космической аппаратуры явилось введение программного управления, что обеспечило автоматизацию проведения калибровки и диагностики функционирования аппаратуры, автоматизацию смены режимов измерения при изменении условий эксперимента. В свою очередь это привело к практически полной автоматизации проведения исследований под контролем специализированной ЭВМ.

термостатированного отсека посадочного аппарата. Образец породы для анализа, отобранный буровым устройством, через шлюзовой канал 5 подается внутрь посадочного аппарата 6 непосредственно в измерительную ячейку блока детектирования. Блок детектирования 10 с крышкой 2 имеет внешний двойной титановый корпус 3, рассчитанный на давление 10 МПа. Между стенками корпуса находится охлаждающий агент. Высокая прочность корпуса гарантирует работоспособность всей остальной аппаратуры посадочного аппарата, даже если в аварийном случае произойдет прорыв сквозь шлюзовой канал плотной горящей венерианской атмосферы. Исследуемый образец 7 поступает в грунтоприемник 8 и облучается радиоизотопными источниками 9. Возникающее при этом флуоресцентное излучение регистрируется детекторами 4, сигналы с которых через предусилители и усилители поступают в многоканальный (2×128 каналов) анализатор импульсов 1. Информация, накопленная в анализаторе, периодически выводится на телеметрическую систему для передачи на Землю.

Пока посадочный аппарат не коснулся поверхности Венеры, этот же спектрометр осуществлял анализ ее атмосферы. Отметим высокую экономичность спектрометра — его потребление составило менее 10 Вт.

Вторым примером высокого научно-технического уровня современного ядерного приборостроения, достигнутого в космосе, служит рентгеновский телескоп-спектрометр СКР-02М, установленный на спутнике "Астрон", который оснащен высокоточной системой астроориентации и стабилизации.

Установленный на "Астроне" рентгеновский телескоп-спектрометр состоит из двух одинаковых блоков детектирования и свыше десяти электронных блоков, которые регистрируют и обрабатывают информацию, передают ее в систему телеизмерений, управляют работой спектрометра и выполняют его калибровку в полете.

Детекторами спектрометра служат пропорциональные газонаполненные счетчики с окном из тонкой бериллиевой фольги, которая пропускает мягкое рентгеновское излучение. Амплитуда сигнала на выходе

счетчика пропорциональна энергии поглощенного рентгеновского кванта — это и позволяет измерить энергетический спектр рентгеновского излучения, падающего на входное бериллиевое окно счетчика. Всего в спектрометре 16 счетчиков общей геометрической площадью около 2000 см^2 .

Высокоапогейная орбита избавила аппаратуру "Астрона" от влияния радиационных поясов Земли, заполненных частицами высоких энергий (электроны и протоны). В то же время аппаратура "Астрона" не защищена магнитным полем Земли от мягкой компоненты космических лучей, поэтому счетчики регистрируют не только кванты рентгеновского излучения, но и заряженные частицы космических лучей галактического и солнечного происхождения.

Чтобы исключить влияние заряженных частиц на показания рентгеновского телескопа, все счетчики поместили в коробку из пластического сцинтиллятора, эффективно регистрирующего заряженные частицы. Попадая в сцинтиллятор, такая частица порождает вспышку света, которая фиксируется четырьмя фотоэлектронными умножителями. Сигнал от этих умножителей блокирует одновременный импульс от счетчика, не пропуская его в схему регистрации. Кроме того, используется схема анализа формы переднего фронта импульса, зависящей от вида ионизирующего излучения: заряженные частицы дают более длительный фронт нарастания, нежели рентгеновские фронты.

К настоящему времени проведено более 150 сеансов по исследованию отдельных источников космического рентгеновского излучения, выполнен обзор всей небесной сферы в рентгеновском диапазоне. Уже обнаружен ряд интересных особенностей поведения отдельных источников рентгеновского излучения — пульсаров, которые заинтересовали физиков-теоретиков. В 1984 г. с космодрома Байконур стартовали две космические ракеты, на борту каждой из которых установлена космическая станция "Вега". Траектория ракет совмещала полет к комете Галлея с облетом планеты Венера. Космическая станция по своей конструкции состоит из двух частей: спускаемого аппарата, предназначенного для продолжения исследований Венеры, и про-

летного — для исследования кометы Галлея. На обоих аппаратах размещена различная научная аппаратура, в том числе и разработанная сотрудниками СНИИП.

В июне 1985 г. спускаемые аппараты станций "Вега" совершили посадку в новых районах планеты Венера. Расположенные на этих аппаратах бурильные установки и рентгенофлуоресцентные спектрометры провели все операции, аналогичные описанным выше. Полученная новая ценная информация о концентрации основных породообразующих элементов и элементном составе атмосферы Венеры была передана на Землю.

Для пролетных аппаратов в СНИИП были разработаны счетчик пылевых частиц кометы «Галлея СП-1 и блок детектирования БД-2, являющийся составной частью советско-польского прибора АПВ-Н, предназначенного для измерения низкочастотных колебаний волн в потоке плазмы. Прибор СП-1 предназначался для измерения массового спектра и распределения пыли кометы в диапазоне масс от 10^{-13} до $3 \cdot 10^{-17}$ г. Предусматривалась также возможность оценки плотности пылинкок.

В конце февраля — начале марта 1986 г. пролетные аппараты "Вега-1 и "Вега-2", пролетев более 1,2 млрд. км, приблизились к комете Галлея. Сеансы связи с аппаратами "Вега" при минимальном (около 10 тыс. км) их приближении к ядру кометы состоялись 6 и 9 марта.

Предварительный анализ полученной с прибора СП-1 информации позволил получить следующие основные результаты:

1. Обнаружено, что в диапазоне малых масс (более 10^{-14} г), в котором предполагалось отсутствие пылинкок, в действительности имеется много пылевых частиц и число их продолжает нарастать с уменьшением массы (хотя крутизна спектра масс уменьшается).

2. Показано, что в диапазоне масс $10^{-12} - 10^{-14}$ г пылинки имеют большой коэффициент поглощения (так называемые резонансы Ми) и размер пылевой комы в этих пылинках меньше, чем для пылинкок с массой большей и меньше, чем указано.

3. Зарегистрирована неравномерная джетовая структура пылевой комы, причем наиболее сильный и наиболее неравномерный выброс пыли происходит в конусе

раствором $70-80^\circ$, ориентированном на Солнце.

4. Зарегистрированы эффекты пространственной дисперсии пыли, которые позволили определить период (составил около 50 ч) и направление вращения ядра кометы, а также закон дисперсии пылинкок по скорости в зависимости от их массы.

Предварительный анализ данных, полученных с прибора АПВ-Н, позволил:

1. Отождествить положение головной (кометной) ударной волны, возникающей при нагружении потока солнечного ветра кометными ионами.

2. Получить распределение концентрации кометных ионов в плазменной оболочке кометы Галлея.

3. Определить поток энергетичных (более 150 эВ) электронов в плазменной оболочке кометы.

Эти работы завершили цикл разработки уникальной научной аппаратуры, выполненной СНИИП в XI пятилетке, в обеспечение космических программ СССР.

8.9. Радиометры и дозиметры общего применения

Как уже отмечалось, независимо от тех или иных технологических особенностей на предприятиях, где производятся или применяются радиоактивные изотопы, используется достаточно широкая гамма радиометрических и дозиметрических приборов как важнейшая составная часть комплекса мер по обеспечению радиационной безопасности и предотвращения возможных загрязнений природной среды, а также контроля технологических процессов и целостности оборудования.

Серьио выпускаемые в нашей стране приборы этого класса обеспечивают возможность организации крупномасштабного радиационного и радиозонологического контроля, включая решение таких важнейших задач, как экспрессный контроль воды, почв, растительности и пищевых продуктов, транспортных средств, личной одежды и кожных покровов персонала и ограниченной части населения, индивидуальный дозиметрический контроль, измерения активности, инкорпорированной в теле и различных органах человека.

Широкое распространение для решения этих задач получили многофункциональные приборы, базирующиеся на агрегатно-модульном принципе построения аппаратуры. В частности, носимый прибор РКБ4 ("Сосна") и заменяющий его радиометр РУБ-1П ("Бересклет") содержат измерительный пульт и наборы блоков детектирования различного функционального назначения. Совокупность пульта и сменных блоков детектирования (при этом номенклатура БД радиометра "Бересклет" намного шире, чем "Сосны") позволяет осуществлять массовый выборочный контроль пищевых продуктов, а также измерение удельной и объемной активности внешней среды, пищевых продуктов как в лабораторных условиях, так и непосредственно на местности.

Примененные в блоках детектирования оригинальные технические решения, специальные детекторы с развитой поверхностью обеспечили измерение сверхнизких содержаний радионуклидов вплоть до 0,1 допустимых концентраций при времени измерения объемной активности по β -излучению: жидких продуктов — не более чем за 15 мин, проб других видов продуктов — не более чем за 30 мин (с учетом времени для отбора и подготовки пробы). Это более высокие параметры, чем у лучших зарубежных аналогов.

Характерная особенность нового поколения этой аппаратуры — существенное расширение номенклатуры блоков детектирования и соответственно числа решаемых измерительных задач, в результате чего в практику радиационного контроля внедряется не прибор, а скорее комплекс технических средств, который позволяет проводить измерение не только β -активности проб, но и общей γ -активности, избирательную радиометрию цезия-137, анализ α -активности и т.п.

Аналогичный комплекс технических средств контроля внешнего излучения создан и серийно освоен на базе универсального радиометра-дозиметра МКС-01Р ("Цна"). В его состав входят шесть типов блоков детектирования для регистрации α - и β -загрязненности поверхностей, мощности эквивалентной дозы γ -излучения, измерения плотности потока промежуточных, быстрых и тепловых нейтронов, мощности

эквивалентной дозы нейтронного излучения. В ближайшие годы комплекс будет дополнен тремя новыми блоками детектирования для измерения низких уровней загрязненности α -активными веществами, измерения аварийных уровней γ -излучения и β -загрязненности поверхностей. Подключение разных блоков детектирования не требует ручной регулировки питания детекторов и градуировочных коэффициентов. Внутри пульта смонтирован специальный счетчик, позволяющий определять дозу, получаемую оператором за время работы с прибором. Кроме того, выдаются акустический и световой сигналы при достижении заранее заданного потока дозы.

Что касается индивидуального дозиметрического контроля (ИДК), то наиболее массовым является контроль фотонного (рентгеновского и гамма) излучения. Индивидуальный контроль по β -частицам и нейтронам с помощью кожных и нейтронных дозиметров может рассматриваться как дополнение к контролю фотонного излучения. В настоящее время в СССР осуществляется серийный выпуск большой номенклатуры средств ИДК, основанных на применении современных методов дозиметрии: термолюминесцентного, сцинтилляционного, активационного, трекового, ионизационного и других, а также современной электронной базы и средств вычислительной техники. В частности, для повседневного контроля хронического облучения в малых дозах и медицинского контроля острых облучений вместо фотопленочного метода стал широко применяться более прогрессивный термолюминесцентный. Одним из представителей этого класса приборов является КДТ-02 (комплект термолюминесцентных дозиметров), предназначенный для измерения индивидуальных доз персонала, работающего в полях рентгеновского и γ -излучения. По β -излучению этот комплект относится к классу индикаторных приборов. В зависимости от комплектности поставки в состав прибора КДТ-02 могут входить от 100 до 1260 дозиметров ДПГ-03 с тремя детекторами ТЛД-580 на основе борта магния, от 20 до 1260 дозиметров ДПГ-02 или ДПС-11 с тремя детекторами ТЛД-400 на основе фтористого лития (дозиметр ДПС-11 для регистрации β -частиц имеет

окно, закрытое алюминиевой фольгой толщиной 7 мг/см^2). Диапазон измерения дозиметра ДПГ-03 — от 0,01 до 1000 Р, дозиметра ДПГ-02 — от 0,1 до 10000 Р, а ДПС-11 — от 1 до 1000 Р. С помощью дополнительного блока возможна организация пульта дозиметриста, работа которого, а также запись, обработка и хранение дозиметрической информации с учетом индивидуального номера персонала обеспечивается микро-ЭВМ типа ДВК-2.

В качестве оперативных дозиметров применяются прямопоказывающие дозиметры в виде карандаша. В последние годы для этих целей стали широко применять электронные индивидуальные сигнальные дозиметры.

Простейший из них — индикатор-сигнализатор ДРС-01. С помощью этого прибора обеспечивается оценка уровня мощности дозы фотонного излучения (по числу срабатываемых порогов сигнализации), а также обнаружение и оценка плотности потока фотонов, жестких β -частиц и тепловых нейтронов. Прибор имеет два режима работы: "Поиск" и "Порог". В режиме "Поиск" звуковая и световая сигнализация срабатывает от каждого импульса, поступающего с детектора — газоразрядного счетчика. Такой режим удобен тем, что он может предохранять персонал от случайного облучения при входе в неконтролируемую зону, даже если мощность дозы незначительно отличается от естественного уровня радиации; удобен он и при поиске направления на источник излучения. При работе в полях с относительно высоким уровнем радиации оператор может переключить прибор в режим "Порог". Оценку значения мощности экспозиционной дозы (МЭД) оператор осуществляет по числу сигналов за время их вывода, равное 4 с, причем в зависимости от числа сигналов длительность их меняется: чем меньше количество сигналов, тем длительнее их звучание. Первый сигнал (порог) соответствует 3 мР/ч, второй — 9 мР/ч и далее ступенчато через значение 6 мР/ч.

Вторая модификация — дозиметр-сигнализатор ДЭС-04. Он имеет те же режимы работы, что и индикатор ДРС-01, и одновременно позволяет измерять экспозиционную дозу (ЭД) в диапазоне от 0,1 до

999,9 мР с выводом показаний на четырехразрядное жидкокристаллическое цифровое табло.

Третья модификация — комбинированный дозиметр-радиометр ДКС-04. Прибор позволяет измерять мощность экспозиционной дозы в диапазоне от 0,1 до 1000 мР/ч и экспозиционную дозу в диапазоне от 1 до 4000 мР с выводом показаний на четырехразрядное цифровое табло.

Модификация дозиметра ДКС-04 применена в системах радиационного контроля на подвижных объектах, использующих атомные силовые установки, в частности на атомном ледоколе "Россия". С целью обеспечения автоматизации процесса измерения в схему дозиметра дополнительно введено устройство вывода информации на специальный блок обмера, с которого через блок связи она передается в центральную систему сбора и обработки информации для последующей обработки и создания базы дозиметрических данных по ИДК.

В качестве детектора в приборах ДРС-01, ДЭС-04 и ДКС-04 применены газоразрядные счетчики СБМ-21 со специальным фильтром из кадмия, обеспечивающим малую зависимость чувствительности детектора от изменения энергии фотонов, а также регистрацию β -частиц и тепловых нейтронов.

Конструктивно эти три модификации приборов выполнены таким образом, чтобы их было удобно носить в нагрудном кармане.

Для измерения активности γ -излучающих нуклидов, инкорпорированных в теле и органах человека, используются приборы, работающие в режиме СИЧ (счетчика излучения человека) в соответствии с методиками МЗ СССР. Относящийся к этому классу прибор МСГ-01 обеспечивает измерение в щитовидной железе человека радиоактивного йода активностью 0,05 — 50 мкКи, ^{137}Cs во всем теле человека в диапазоне 3—300 мкКи, ^{60}Co в диапазоне 1—100 мкКи. Его пропускная способность 30—50 человек в день.

Для этих целей можно также использовать радиодиагностическую аппаратуру, для которой в МЗ СССР разработана методика по измерению активности, инкорпорированной в теле человека, с возможностями сле-

жения за динамикой накопления и выведения активности из организма. К этой аппаратуре относятся γ -оратиометр ГТРМ-01-ц с диапазоном измерения 0,05–100 мкКи и пропускной способностью 70 человек в день, радиоизотопные хроноскопы РИХ-3М (измеряет активность 0,05–100 мкКи, пропускная способность 210 человек в день) и РИХ-5М (измеряет активность 0,1 – 100 мкКи, пропускная способность 350–400 человек в день).

Хотя основное число наиболее массовых задач радиационного контроля решается с помощью описанных выше комплексов технических средств, что нашло, в частности, отражение при ликвидации последствий аварии на Чернобыльской АЭС, для обеспечения полноты и удобства дозиметрических и радиометрических измерений используются и другие, узко специализированные приборы и установки, которые постоянно совершенствуются и выпускаются серийно.

8.10. Метрология ионизирующих излучений

Способы достижения требуемой точности измерений, а также методы и средства обеспечения их единства составляют область метрологической науки. Для ядерного приборостроения объектом измерений являются физические величины, характеризующие источники и поля ионизирующих излучений, а также эффекты, связанные с взаимодействием ионизирующих излучений с веществом. Достоверные и сопоставимые измерения этих величин и эффектов осуществимы лишь при правильной организации метрологического обеспечения. К основным проблемам метрологии ионизирующих излучений обычно относят выбор единицы измерения ионизирующих излучений и методов измерений, обеспечение единства и правильности измерений и средств измерений, создание эталонов и образцовых средств измерения и методов передачи размеров единиц ионизирующих излучений.

Значительную часть важных разделов метрологии ионизирующих излучений разрабатывают специалисты СНИИПа. Одновременно с созданием измерительной дози-

метрической и радиометрической аппаратуры в СНИИПе разрабатывается и развивается теория измерения ионизирующих излучений, уточняются методы измерения физических величин, создаются рабочие эталоны. В метрологическом центре этого института сосредоточен ряд образцовых измерительных установок – электростатический генератор, бетатрон, микротрон, рентгеновские аппараты, аттестованные в комплексе со средствами измерений в качестве образцовых в ранге от рабочего эталона до второго разряда. Применяются также установки с изотопными источниками ^{60}Co и ^{137}Cs . Основное назначение этих установок – обеспечение проводимых в институте исследований по созданию дозиметрической и радиометрической аппаратуры.

Ведется непрерывная работа над усовершенствованием этих установок, результатом которой явилось, например, обеспечение аттестации образцовых средств измерений 1-го и 2-го разрядов с помощью рабочего эталона мощности экспозиционной дозы γ - и рентгеновского излучений ВЭТ 8-10-84, значительно расширен диапазон измерений в области большой мощности дозы (до 10^4 Р/ч) и т.д.

К образцовым мерам следует отнести созданный специалистами отрасли ряд рабочих эталонов. Это прежде всего рабочий эталон плотности потока тепловых и промежуточных нейтронов на базе реактора Ф-1 (Институт атомной энергии им. И.В. Курчатова). Этот эталон обеспечил метрологическую аттестацию радиационных систем управления и контроля для атомной энергетики – аппаратуры контроля нейтронного потока АKNП-2 и АKNП-3, передачу размера единицы измерения при эксплуатации систем внутриреакторного контроля СВРК-01.

Рабочий эталон мощности экспозиционной дозы γ -излучения и массы ^{226}Ra (СНИИП и Радиевый институт им. В.Г. Хлопина) позволил наладить регулярную поверку ядерно-геофизических приборов, повысить качество геофизических работ при снижении затрат на транспортировку приборов.

Большое значение для организации выпуска изделий ядерного приборостроения и их правильной эксплуатации имеет раз-

работка и последующее тиражирование с помощью серийных заводов образцовых средств измерений. Только за последние несколько лет разработаны образцовый радиометр фотонного излучения ДКС-05, образцовый радиометр газов РГТ-0,5, образцовый радиометр для поверки α -, β -источников УДИС-01 и УДИС-02 и ряд других.

Не меньшее значение для тех же целей имеет и поверочное оборудование. Созданные в СНИИПе унифицированные поверочные установки — гамма-стенд СПГ-04, нейтронный стенд СПН-02, гамма-нейтронная поверочная установка УПС-01 — имеют преимущества перед ранними моделями:

1. Повышение производительности поверочных работ в 4–5 раз, что позволяет поверять до 70 приборов за смену;

2. Снижение в 30 раз активности применяемых источников за счет сокращения расстояний источник—детектор;

3. Транспортабельность стендов, что позволяет осуществлять поверку приборов на выезде;

4. Отсутствие необходимости возведения специальных помещений с бетонной защитой (каньонов), так как стенды могут эксплуатироваться в обычных помещениях.

Модификации гамма- и нейтронного стендов СПГ-04-01 и СПН-04-01 в совокупности с программно-управляемой измерительной аппаратурой позволяют почти полностью автоматизировать процесс поверки приборов и блоков детектирования, что еще более повышает производительность труда.

Разработана также система передачи единиц измерения от государственных эталонов к рабочим средствам измерений при одновременном развитии методов определения точности измерений применительно к специфике ионизирующих излучений. При практическом применении этой системы одно из важнейших условий сохранения единообразия измерений и получения достоверных результатов состоит в использовании одних и тех же методов градуировки и поверки образцовых мер и измерительной аппаратуры. Для выполнения этих условий разработаны поверочные схемы, регламентирующие соподчинение эталонов, образцовых и рабочих средств измерений и устанавливающие погрешности измере-

ний при передаче размера единиц от одного разряда к другому.

Большая работа ведется по созданию нестандартизированных средств измерения для отрасли. К ним нужно отнести спектрометрический комплекс аппаратуры для опробования сложных по составу руд в условиях их естественного залегания, радиометр-автомат для измерения внешнего выхода α - и β -источников и ряд других.

В ведении метрологической службы находится также разработка всех видов нормативно-технической документации, в которой отражаются как организационные, так и методические вопросы.

8.11. Разработка полупроводниковых детекторов, блоков детектирования, устройств и систем на их основе

В последнее десятилетие прецизионные спектрометрические детекторы и блоки детектирования на основе традиционных полупроводниковых материалов (германия и кремния) стали высокоэффективным средством производственного технологического контроля на разных стадиях разведки, добычи и переработки важнейших видов минерального сырья. В основе этого контроля лежат методы нейтронно-активационного и рентгенофлуоресцентного анализов. Поэтому значительное внимание уделялось улучшению характеристик детекторов γ -излучения и рентгеновского излучения. В результате завершившихся в последние годы исследований относительная эффективность детекторов ДГДК повышена до 20%, энергетическое разрешение — до 2–2,3 кэВ на энергии 1,33 МэВ. Освоение в 1984–1985 гг. технологии получения монокристаллов германия диаметром до 70 мм создало предпосылки увеличения эффективности детекторов типа ДГДК до 30–40%.

Создано новое поколение криогенных блоков детектирования промышленного назначения, удовлетворяющих потребности ряда отраслей народного хозяйства. Их основные характеристики представлены в табл. 8.1.

Для экспрессного рентгенофлуоресцентного анализа концентрации ценных ископаемых (золота, серебра, урана и т.п.) непосредственно в шахтах и горных выработ-

ках созданы портативные блоки детектирования типа БДРГ-7/3, БДЕР-1К с параметрами, указанными в таблице, и освоен их промышленный выпуск малыми сериями. Для использования непосредственно в полевой георазведке предназначен скважинный блок детектирования γ -излучения БДЕГ-1К,

первое промышленное устройство детектирования с термоэлектрическим охлаждением УДЕР-1К, которое найдет широкое применение на многих производствах различных отраслей промышленности, где применяются методы рентгенометрического анализа, в том числе при перера-

Т а б л и ц а 8.1. Характеристики блоков детектирования промышленного назначения

Параметр	Гарантируемое значение		
	Криогенные блоки детектирования	Устройство детектирования с термоэлектрическим охлаждением	Портативные блоки детектирования
Площадь чувствительной поверхности полупроводниковых детекторов, мм ² :			
германиевых	25 – 500	–	–
кремниевых	25 – 500	25	25 – 200
Энергетическое разрешение по энергии 5,9 кэВ, эВ	195	≤ 300	≤ 250 ÷ 450
Входная нагрузка, имп·с ⁻¹	≥ 1,35 · 10 ⁵	≥ 5 · 10 ⁴	≥ 5 · 10 ⁴
Нестабильность коэффициента преобразования, % · °С ⁻¹	≤ 6 · 10 ⁻²	≤ 10 ⁻¹	≤ 0,1
Температурный диапазон, °С	От –10 до +40	От +5 до +40	От –10 до +40
Направление излучения	Сверху, снизу, горизонтально	Любое	Любое
Ресурс работы без дозаправки, ч	120	25 000	8
Потребляемая мощность, Вт	≤ 1,0	≤ 60	≤ 2,0
Масса, кг	25 – 30	≤ 20	≤ 2,5

с помощью которого можно не только определить нейтронно-активационным методом содержание тех или иных элементов в стенках скважины диаметром до 70 мм и глубиной до 1,5 км, но и контролировать степень выгорания отработавших твэлов и ТВС ядерных реакторов в бассейнах выдержки АЭС. В качестве хладаккумулятора в этом блоке применен отверждаемый хладагент—пропан, позволяющий обеспечить ресурс автономной работы блока более 8 ч.

Однако во многих случаях восьмичасовой автономности прибора недостаточно, а необходимость постоянного поддержания запасов жидкого азота существенно усложняет и делает невозможной их эксплуатацию. Поэтому усилия ученых и конструкторов в последние годы были направлены на создание устройств детектирования, обладающих характеристиками криогенных детекторов ионизирующих излучений, но не требующих применения жидкого азота. В результате было создано

ботке ядерного топлива АЭС. В частности, для технологического контроля в регенерационном производстве в начале 80-х годов были созданы полупроводниковые устройства детектирования УДЕА-1К, УДЖА-1К для определения относительного содержания радионуклидов в технологических растворах по их α -излучению. В состав устройств входят наборы кремниевых детекторов, обеспечивающих измерение объемной активности радионуклидов в пределах $2,5 \cdot 10^5 - 5 \cdot 10^{13}$ Бк·м⁻³ на фоне сопутствующих β - и γ -излучений. Программируемое приспособление для забора пробы и экспрессность анализа во много раз увеличили эффективность технологического контроля в экстракционной технологии радиохимической переработки ядерного топлива.

Столь же эффективно позволяют решить задачу контроля на ранних стадиях технологического процесса переработки топлива бескристалльные рентгенофлуоресцентные измерительные устройства ЦЛР-1К и

ЦПР-2К. Они предназначены для определения весьма низких концентраций урана, нептуния и плутония в растворах, а также продуктов деления, обладающих значительной собственной активностью. Эти устройства можно включать в состав автоматизированных лабораторных рентгенофлуоресцентных анализаторов (РФА).

В отличие от аппаратуры, построенной по традиционной схеме энергодисперсионного РФА (источник излучения — проба — детектор), в описываемых устройствах реализован разработанный в СССР способ так называемой предварительной селекции излучения по энергии.

Использование этого способа и кремниевого спектрометра с высоким энергетическим разрешением в созданных устройствах позволило снизить предел обнаружения урана и трансурановых элементов в неактивных растворах примерно до $10^{-6}\%$ при времени измерения 10–15 мин, т.е. примерно на порядок ниже, чем у приборов аналогичного назначения, выпускаемых за рубежом. При удельной активности раствора до 100 Ки/л предел обнаружения приблизительно на порядок выше. Устройства характеризуются малой среднеквадратичной относительной аппаратурной погрешностью, не превышающей 0,15% при концентрации урана в растворе порядка 0,1%.

Конструктивное исполнение этих устройств позволяет осуществлять дистанционное управление съемом кювет вручную и при необходимости — с помощью ЭВМ. Электронные блоки спектрометра выполнены по конструктивному принципу "Черешня", энергетическое разрешение спектрометра в области 14 кэВ не превышает 300 эВ.

Наряду с попытками использования традиционных материалов (германия и кремния) для создания безазотных детекторов ионизирующих излучений в последнее десятилетие интенсивно развивалось создание детекторов на базе широкозонных полупроводников, в частности теллурида кадмия и алмаза. Освоенная технология выращивания кристаллов теллурида кадмия методом горизонтальной направленной кристаллизации позволила приступить к промышленному выпуску спектрометрических, счетных и токовых теллурид-кадмие-

вых детекторов и блоков детектирования для решения актуальных производственных и научно-технических задач.

Эта технология позволяет обеспечить энергетическое разрешение планарных детекторов в высокоэнергетической области 3–6%. Разрешение может быть улучшено применением электронной схемы отбора импульсов по длительности фронта нарастания, что связано с выделением быстрых импульсов, создаваемых преимущественно переносом электронов через рабочий объем детектора. На этом способе основаны спектрометрические устройства, обеспечивающие энергетическое разрешение примерно 1,5% при регистрации γ -излучения с энергией 662 кэВ.

Преимущественный сбор импульсов, обусловленных переносом электронов (условие "однозарядового" сбора), может быть осуществлен также путем изготовления чувствительного объема детектора сферической или цилиндрической формы. Исследования, проведенные в Рижском научно-исследовательском институте радиоизотопного приборостроения (РНИИРП), привели к созданию простого метода расчета оптимальной конфигурации и геометрических размеров чувствительного объема таких детекторов для заданного набора значений электрофизических параметров кристаллов.

В соответствии с результатами расчета по этой методике разработаны детекторы с энергетическим разрешением в диапазоне 100–1300 кэВ менее 2%. Однако относительная эффективность регистрации детекторов мала (не более 0,3% для фотонов с энергией 662 кэВ). Поэтому они находят применение прежде всего для решения задач спектрометрии объектов с большой γ -активностью. В частности, эти детекторы, успешно опробованные при определении глубины выгорания отработавших ТВС АЭС, позволяют решить эту задачу наиболее эффективно.

Для спектрометрии рентгеновского и низкоэнергетического γ -излучений при выполнении широкого круга практических задач разработан промышленный блок детектирования БДТК-1К, в котором использовано термоэлектрическое охлаждение теллурид-кадмиевого детектора и головного каскада предусилителя до температуры

—50 °С. Он обеспечивает энергетическое разрешение 0,8–1,1 кэВ на энергиях 5,9 – 30 кэВ при чувствительной поверхности кристаллов до 50 мм².

Для решения задач контроля технологических процессов и измерения распределения γ -полей в различных объектах разработаны и освоены производством малогабаритные счетные детекторы γ -излучения типа ДТКМ. Детекторы представляют собой структуру металл–полуизолирующий теллурид кадмия–металл (М–П–М), залитую в прямоугольный корпус из эпоксидного компаунда. Выпускаются четыре типоразмера детекторов с площадью кристаллов 3; 8; 22 и 44 мм². Эффективность регистрации для энергии 122 кэВ 50–70%. Разработанные конструкция и технология обеспечивают возможность их применения при жестких эксплуатационных режимах.

Величина темнового тока детекторов со структурой металл–полуизолирующий Cd Tl–металл определяется удельным сопротивлением кристалла и даже при использовании кристаллов с собственной проводимостью составляет десятки наноампер при рабочих напряжениях детекторов. Для уменьшения темнового тока и соответственно улучшения шумовых характеристик детекторов была разработана технология изготовления p – n -переходов диффузией донорной примеси (In) на основе полуизолирующего теллурида кадмия p -типа проводимости. По этой технологии были созданы токовые и спектрометрические детекторы с рабочей площадью более 0,5 см², имеющие существенно лучшие характеристики при комнатной температуре.

Детекторы с p – n -переходом и p – i – n -структурой, созданные на базе диффузионной технологии, прошли успешную апробацию при решении задачи регистрации низкоэнергетического γ -излучения на фоне интенсивного потока высокоэнергетических фотонов. Эта технология необходима для контроля концентрации тяжелых элементов в технологических растворах переработки ядерного топлива АЭС. При решении этой задачи теллурид-кадмиевые детекторы с p – n -переходом обеспечивают существенное преимущество по сравнению с другими типами детекторов вследствие малого значе-

ния темнового тока ($\leq 10^{-9}$ А), высокого значения коэффициента поглощения γ -излучения с энергией до 100 кэВ, высокой радиационной стойкости – по фотонам $\geq 10^7$ Рu и более

На базе детекторов с p – i – n -структурой созданы многоканальные устройства детектирования низкоэнергетического рентгеновского излучения с широкополосными низкошумящими токовыми предусилителями для определения распределения температуры электронов по сечению плазменного шнура и временной нестабильности плазмы на установке "Токамак-15".

Не менее эффективным оказалось использование для диагностики плазмы и впервые разработанного в СССР устройства детектирования на основе алмазного детектора, регистрирующего рентгеновское излучение в диапазоне 1–10 кэВ с плотностью потока до 10^9 см⁻²·с⁻¹. На основе такого же детектора был создан и первый промышленный блок детектирования нейтронов типа БДПН-1К для регистрации нейтронных полей в критических сборках и ядерных реакторах.

Рентгеновскими спектрометрами на основе охлаждаемых полупроводниковых детекторов определяют температуру электронов, состав и концентрацию примесей в плазме, наличие надтепловых электронов, рассчитывают эффективный заряд, плотность тока и запас устойчивости плазмы, а также калибруют другие средства диагностики плазмы.

Комплекс, разработанный в СССР для строящегося "Токамака-15", состоит из трех групп спектрометров, прицельно сканирующих сечение плазменного шнура по шести вертикальным и семи горизонтальным хордам. В составе комплекса использованы трехдетекторные кремниевые спектрометры и система дистанционного управления работой спектрометров со сменой фильтров и коллиматоров. Спектрометры обладают повышенным быстродействием, обеспечивающим достоверную статистику измерений за малое время импульса токамака.

По своей информативной способности комплекс относится к разряду уникальных: в мире известно только два комплекса с сопоставимыми параметрами на токамаках РДХ и TFTR (США).

ИЗОТОПЫ И ИОНИЗИРУЮЩИЕ ИЗЛУЧЕНИЯ В НАУКЕ И НАРОДНОМ ХОЗЯЙСТВЕ

9.1. Производство изотопов и меченых соединений в СССР

Применение радиоактивных нуклидов и других источников ионизирующих излучений в различных отраслях промышленности, биологии, сельском хозяйстве и медицине в настоящее время стало обычным явлением благодаря развитию исследований в области ядерной физики, прогрессу ядерной энергетики, ускорительной техники, крупномасштабному производству радиоактивных нуклидов, развитию приборостроения и вычислительной техники. Все это обеспечило не только широкое использование радионуклидов, но и возникновение самостоятельного направления атомной науки и техники — радиационной техники.

Радиационная техника — это комплекс ядерно-физических методов и радиационных устройств, основанных на использовании эффектов взаимодействия ионизирующих излучений с веществом и предназначенных для воздействия на материалы и вещества в целях получения новых или изменения существующих свойств материалов, осуществления лучевой терапии различных заболеваний, получения информации о качественных и количественных параметрах состава и свойств материалов и изделий, диагностики заболеваний, контроля и управления технологическими процессами, а также преобразования энергии, выделяющейся в результате радиоактивного распада, в другие виды энергии.

В источниках тепловой и электрической энергии, в облучательных установках технологического и биомедицинского назначения, контрольно-измерительной и аналитической аппаратуре, в радиофармацевтике, при исследовании кинетики различных процессов используется более 100 наименований радиоактивных нуклидов и несколько

десятков типов электрофизических источников ионизирующих излучений.

Современное состояние работ по радиационной технике и применению радионуклидов характеризуется следующим:

продолжает расширяться область биомедицинского применения радионуклидов и источников ионизирующих излучений как для лечения, диагностики различных заболеваний, стерилизации медицинской продукции, так и для облучения пищевой и сельскохозяйственной продукции;

происходит некоторое замедление темпов создания новых методов и разработки принципиально новых типов радиационной аппаратуры при общем и довольно быстром количественном росте используемых изделий и процессов радиационной техники;

осуществляются качественные изменения в разрабатываемой технике, связанные с широким применением вычислительной техники и автоматики, более совершенных преобразователей, детекторов излучений, с оптимизацией характеристик и увеличением мощности облучателей, что позволяет существенно улучшить показатели аппаратуры по точности, чувствительности, производительности, надежности и дает возможность использовать получаемые данные для автоматизации производства;

улучшаются показатели безопасности радиационной техники вследствие автоматизации управления облучательным оборудованием, оптимального выбора удельной активности источников, применения новых защитных материалов и совершенствования конструкции радиационной защиты.

При создании радиационной техники все большее значение приобретает системный подход. Вследствие функционального единства аппаратуры, входящей в группу ядерно-физической аналитической аппаратуры, средств неразрушающего контроля,

радиоизотопных приборов, аппаратуры для лучевой терапии или радионуклидных энергетических установок, большой эффект дает типизация многих технических решений. Каждый из видов этой техники, обладая единством метрологических, надежных, эксплуатационных и других параметров, характеризуется использованием унифицированных сигналов, интерфейсов, конструктивов, что предопределяет эффективность объединения средств радиационной техники в различные комплексы определенного целевого назначения.

Материальную часть таких комплексов составляют технические средства, создаваемые на основе модульного и магистрально-модульного методов. Это позволяет строить более сложные модули из более простых путем их соответствующей компоновки. Так был построен, например, агрегированный комплекс средств неразрушающего контроля при производстве твэлов для реакторов АЭС. Этот метод применяют при построении комплексов ядерно-физической аналитической аппаратуры, радионуклидных энергетических устройств и т.п.

Номенклатура модулей на каждом функциональном уровне определяется декомпозицией функций всех модулей предыдущего, более высокого уровня. Кроме того, каждый модуль может иметь параметрический ряд модификаций, если необходимый диапазон какого-либо параметра модуля реализовать в одной конструкции не рационально.

Вместе с тем для всех изделий радиационной техники характерным является наличие источника излучения — радионуклидного или электрофизического.

Нуклиды (радиоактивные и стабильные) используются не только в составе конкретных приборов и установок, но и в качестве меченых соединений, используемых для различных научных исследований, при решении задач технической и медицинской диагностики, изучении технологических процессов.

В Советском Союзе радионуклиды получают путем облучения специальных материалов-мишеней в ядерных реакторах, а также на сильноточных ускорителях заряженных частиц — циклотронах и электронных ускорителях. Многие важ-

ные радионуклиды выделяют из облученного ядерного топлива как продукты деления (^{147}Pm , ^{90}Y , ^{90}Sr , ^{137}Cs , ^{85}Kr и др.). Некоторые короткоживущие радионуклиды ($^{99\text{m}}\text{Tc}$, $^{113\text{m}}\text{In}$, ^{132}I и др.), предназначенные в основном для медицинских целей, получают непосредствен-

Т а б л и ц а 9.1. Рост номенклатуры изотопной продукции

Вид продукции	1965 г.	1975 г.	1985 г.
Соединения, меченные радионуклидами	755	911	1295
Соединения, меченные стабильными изотопами	431	730	785
Источники ионизирующих излучений	1376	1643	1893

но в клиниках с помощью так называемых генераторов короткоживущих нуклидов, которые представляют собой генетически связанные системы из двух нуклидов: долгоживущего (материнского) и короткоживущего (дочерного), который можно выделять по мере его накопления.

По данным В/О "Изотоп" из выпускаемых в СССР радионуклидов, получаемых различными методами, реакторные нуклиды составляют 53%, циклотронные — 38% и продукты деления — 9%.

Большая часть радиоизотопной продукции — закрытые источники α -, β -, γ - и нейтронного излучения, источники тепла и соединения с радиоактивными нуклидами медицинского и биологического назначения, а также соединения, меченные стабильными изотопами. Рост изотопной продукции за последние 20 лет приведен в табл. 9.1.

Широкое производство закрытых источников излучения связано с ростом их применения в промышленности и медицине. В СССР серийно выпускается большая номенклатура источников излучения на основе 37 радиоактивных нуклидов. Источники α -излучения на основе ^{239}Pu используются в нейтрализаторах статического электричества и извещателях дыма. В XI пятилетке выпуск источников излучения для дымовых извещателей достиг 500 тыс. в год. Закрытые α -источники на основе ^{238}Pu применяются в радиа-

ционно-физических установках для облучения полупроводниковых элементов в целях изменения их свойств. Источники β -излучения на основе ^{147}Pm и ^{204}Tl используются в бета-толщиномерах покрытий.

Наиболее массовое применение находят закрытые источники γ - и нейтронного излучения. Эти источники на основе ^{60}Co , ^{137}Cs применяются в радиационно-технологических установках, гамма-терапевтических аппаратах, гамма-дефектоскопах, радиоизотопных приборах технологического назначения. Закрытые источники γ -излучения на основе ^{192}Ir , ^{75}Se , ^{170}Tm , ^{169}Yb позволяют значительно расширить возможности гамма-радиографии. Источники низкоэнергетического γ -излучения применяются в рентгенорадиометрическом анализе (^{55}Fe , ^{57}Co , ^{109}Cd , ^{145}Sm , ^{241}Am и др.). Специально для этого разработаны источники в виде кольца и диска.

В медицине, нейтронной радиографии, нейтронном активационном анализе, в геофизических исследованиях скважин используются источники нейтронов на основе трансплутониевых элементов, в частности ^{252}Cf , а также ^{238}Pu —Be, ^{244}Cm —Be. В нейтронном активационном анализе применяются также мощные ^{124}Sb —Be-источники, поток нейтронов в которых достигает $(1,5 \div 2) \cdot 10^{10}$ нейтр/с. Эти источники значительно дешевле источников на основе ^{252}Cf , но имеют меньший срок службы.

Среди закрытых источников особое место занимают радионуклидные источники тепла на основе ^{90}Sr , ^{137}Cs , ^{238}Pu , используемые в радионуклидных энергетических установках различного назначения.

В последние годы Радиевым институтом им. В.Г. Хлопина, Научно-исследовательским институтом атомных реакторов им. В.И. Ленина, Физико-энергетическим институтом, Всесоюзным научно-исследовательским институтом радиационной техники, Всесоюзным научно-исследовательским институтом неорганических материалов им. А.А. Бочвара, промышленными предприятиями много сделано для повышения качества и надежности закрытых источников, улучшения их метрологических характеристик, соответствия их стандартам СЭВ, правилам МАГАТЭ, требованиям к радиоактивному веществу особого вида.

Большое внимание уделялось совершенствованию конструкций капсул и подложек, разработке технологии фиксации и герметизации радионуклидов на металлических и керамических подложках.

В Радиевом институте разработан комплект Государственных стандартных образцов спектрометрических γ -источников с использованием 12 радионуклидов, разработаны основные положения метрологической аттестации источников для рентгено-радиометрического анализа.

В этом же институте совместно с Всесоюзным научно-исследовательским институтом физико-технических и радиотехнических измерений (ВНИИФТРИ) разработаны наборы нейтронных делящихся комплектов и Государственных стандартных образцов источников осколков деления, которые необходимы для определения характеристик и градуировки ядерно-физических установок.

Соединения с радионуклидами медицинского и биологического назначения. Они включают около 750 наименований органических соединений и 400 наименований неорганических. Развитие современных методов исследований в медицине и биологии, в том числе на молекулярном уровне, потребовало организовать выпуск сложных органических соединений — аминокислот, компонентов нуклеиновых кислот, пуриновых и пиримидиновых оснований, рибонуклеозидов, стероидных гормонов, меченных ^3H , ^{14}C , ^{32}P и ^{125}I .

Для обеспечения исследований в области ядерной медицины и радионуклидной диагностики в СССР выпускается 38 радиофармацевтических препаратов, 2 генератора с $^{99\text{m}}\text{Tc}$ и $^{113\text{m}}\text{In}$ и 14 радиоиммунологических диагностических наборов *in vitro*.

Создано крупномасштабное производство стабильных изотопов почти всех элементов Периодической системы Д.И. Менделеева, они используются в экспериментальной ядерной физике, в управляемом лазерном термоядерном синтезе, квантовой электронике. Например, при изготовлении квантовых генераторов и усилителей применяются соединения со стабильными изотопами ^2He , ^{20}Ne , ^{22}Ne , ^{112}Cd , ^{114}Cd , ^{86}Rb , ^{80}Se . Дейтерированные органические соединения используют в науке и технике.

Стабильный изотоп ^{15}N находит широкое применение в биологических и агрохимических исследованиях. У соединений, меченных стабильными изотопами, обогащение по дейтерию доведено до 98–99%, по ^{10}B — до 93%, по ^{18}O — до 92%.

9.2. Применение изотопов и ионизирующих излучений в научных исследованиях

Радионуклиды, стабильные изотопы и ионизирующие излучения находят широкое применение в физике, химии, биологии, биохимии, физиологии, почвоведении, экспериментальной медицине, ядерной геологии, гидрогеологии, космических исследованиях, технических науках и многих других сферах научной деятельности.

Для решения задач, связанных с расшифровкой генетического кода, передачей наследственной информации, используются компоненты нуклеиновых кислот, меченных тритием. Меченные тритием полинуклеотиды, являющиеся синтетическим аналогом РНК и ДНК, применяют для определения структуры и механизма их образования в клетке.

Очень высокой чувствительностью определения различных элементов обладает метод нейтронного активационного анализа. Так, при плотности потока тепловых нейтронов $10^{12} - 10^{13}$ нейтр/(см²·с) для ряда элементов (In, Eu, Dy, Sm, Au, Ir, Hf, Mn и др.) чувствительность определения достигает $10^{-5} - 10^{-9}$ %. С помощью этого метода проводился анализ образцов пород, доставленных с поверхности Луны, проводится анализ биологических объектов, определяются примеси в сверхчистых материалах. Он применяется в криминалистике и археологии.

Анализ легких элементов (B, C, N, O) в поверхностных слоях материалов проводится путем активации ускоренными до 2–3 МэВ дейтронами в дейтронном циклотроне. При этом образуются нуклиды, являющиеся интенсивными позитронными излучателями ^{11}C , ^{13}N , ^{15}O и ^{17}F . Чувствительность определения, например, углерода и азота может составлять $10^{-3} - 10^{-4}$ % с погрешностью не более 20%.

Определение состава пород на поверх-

ности Венеры производилось рентгенорадиометрическим методом. В качестве источника первичного излучения использовался радионуклид ^{55}Fe .

В развитии новых методов исследований, в том числе с применением стабильных изотопов и радионуклидов, нуждаются инженерная геология и гидрогеология. Нуклиды применяются для изучения фильтрационных свойств водоносных пластов, направления и скорости движения потоков в них, при исследовании миграции различных загрязнений в подземных водах, в качестве индикаторов для установления мест утечек вредных веществ из закрытых систем.

Метки на основе стабильных изотопов определяются в анализируемом веществе с помощью активационного метода. Применение стабильных изотопов исключает радиационную опасность, которая может возникнуть при использовании радионуклидов в водоносных слоях.

В металлургии с помощью радионуклидов ^{198}Au , ^{59}Fe , ^{95}Zr , ^{182}Ta , ^{85}Kr и других определяется степень очистки жидкой стали от оксидных и силикатных соединений, изучаются конвективные потоки металла в ковше, скорость поглощения неметаллических включений шлаком, определяются параметры движения электролита в промышленных алюминиевых электролизерах и т.п.

9.3. Применение изотопов и ионизирующих излучений в промышленности

Для контроля и регулирования производственных процессов нашли применение как меченые соединения на основе радиоактивных и стабильных нуклидов, так и приборы и установки с закрытыми источниками ионизирующих излучений.

Меченые соединения используют, например, для сигнализации об износе механических узлов. Для этого метку с радионуклидом помещают на глубину допустимого износа. Появление радионуклида в смазочных материалах свидетельствует об износе контролируемого механизма. Аналогичным образом определяется и износ футеровки в доменных печах.

С помощью радиоактивной метки, периодически вводимой в поток материала, можно контролировать скорость его движения. Однако непосредственное введение стабильного или радиоактивного меченого соединения, удобное для исследования механизма протекания технологического процесса, лишь в немногих случаях дает текущую производственную информацию.

Для управления технологическими процессами, контроля качества материалов и изделий, анализа состава технологических продуктов гораздо удобнее использовать различные приборы и установки, содержащие закрытые источники излучения и основанные на взаимодействии ионизирующих излучений с контролируемой средой. Информация о контролируемом параметре — элементарном составе вещества, концентрации, плотности, расходе, уровне и толщине — может быть получена дистанционно по величине (наличию) потока ионизирующего излучения.

Существуют различные механизмы взаимодействия ионизирующих излучений с веществом. В зависимости от физических свойств контролируемого объекта можно выбрать вид и энергию ионизирующего излучения, чтобы обеспечить преобладающее действие того механизма взаимодействия, который в наибольшей степени способствовал бы получению требуемой информации.

В качестве источника излучения в подобных приборах можно использовать портативные ускорители и генераторы нейтронов, а также закрытые радионуклидные источники.

Радионуклидные приборы

В промышленности наиболее широкое применение получили радионуклидные релейные приборы (РРП), которые используются для контроля за уровнем веществ в различных емкостях, для счета движущихся предметов, выявления отклонений от заданного режима работы без контакта с контролируемой средой.

Характерной особенностью созданных в последние годы в Советском Союзе радионуклидных релейных приборов (РРП) на интегральных микросхемах, обработка

информации в которых проводится в цифровой форме, является использование в них высокостабильных сцинтилляционных блоков детектирования γ -излучения, а также высокая временная и температурная стабильность порогов срабатывания. Эти особенности позволяют существенно снизить активность источников излучения и использовать такие РРП в широком диапазоне рабочих температур.

Десятки РРП эксплуатируются в промышленности для контроля уровня руды, кокса, агломерата, окатышей и добавок в бункерах системы шихтоподачи и наличия шихты на транспортерах доменной печи объемом более 5000 м³ на Криворожском металлургическом заводе. Приборы включены в АСУ доменной печи.

В конце 70-х годов наметился переход от отдельных РРП к многоканальным системам. Два образца 100-канальной радиационной системы позиционного контроля для решения аналогичных задач были установлены в 1978 г. на доменную печь №6 Новослипецкого металлургического завода.

В настоящее время на трамвайных маршрутах в ряде городов СССР успешно эксплуатируется несколько тысяч приборов РРТ-2, которые выдают сигнал на отключение тяговых двигателей трамвая и включение тормозных систем на опасном участке пути.

Широкое распространение в различных отраслях народного хозяйства нашли радионуклидные плотномеры жидкостей и пульп (цементных и глиняных растворов, нефти и нефтепродуктов, различных технологических растворов) в диапазоне плотности 500–3000 кг/м³ с погрешностью измерения 0,5–2,5%. С этой целью промышленностью был освоен серийный выпуск радионуклидных плотномеров.

Хорошо зарекомендовали себя в различных производственных и климатических условиях радионуклидные следящие уровнемеры УР-8М, которые обеспечивают измерение уровня или границы раздела сред в сосудах и емкостях высотой до 10 м.

В химической, целлюлозно-бумажной и деревообрабатывающей, металлургической, электротехнической, промышленности строительных материалов нашли применение радионуклидные толщиномеры, в том числе для непрерывного автоматического

контроля поверхностной плотности полимерных пленок, бумажного и картонного полотна, электроизоляционных материалов, искусственной кожи, обрешиненного корда. Для нужд черной металлургии разработан радионуклидный толщиномер горячего проката, внедренный на Череповецком

Радиационные методы и средства неразрушающего контроля

Среди неразрушающих методов контроля материалов и изделий радиационные методы занимают существенное место. Эти методы основаны на использовании иони-

Т а б л и ц а 9.2. Поставка радионуклидных приборов по отраслям

Отрасль	Доля общего количества, %	Отрасль	Доля общего количества, %
Черная и цветная металлургия	29,8	Добыча и переработка нефти	3,1
Строительных материалов	11,4	Транспорт	2,8
Пищевая	10,6	Легкая промышленность	2,1
Химическая	9,1	Коммунальное хозяйство	1,3
Угольная	8,4	Прочие	11,9
Гражданская авиация	6,3		
Энергетика и электрификация	3,2		

металлургическом заводе. Созданный недавно универсальный бета-толщиномер покрытий позволяет измерять поверхностную плотность покрытий от 1 до 1000 г/м² практически для любых сочетаний основания и материала покрытий. Погрешность толщиномера не превышает 10% при разнице атомных номеров материалов основания и покрытия не менее 3.

Для раннего обнаружения пожара используются радионуклидные пожарные извещатели. Выпускаемые отечественной промышленностью приемно-контрольные пульты и радионуклидные извещатели наличия дыма РИД-6М не уступают лучшим зарубежным образцам и находят широкое применение в качестве средств обнаружения и оповещения о пожарах в промышленных и административных зданиях и на объектах.

Серийно выпускаемые радионуклидные приборы поставляются на предприятия народного хозяйства через В/О "Изотоп". Кроме того, рядом научно-исследовательских институтов и базовыми изотопными лабораториями созданы несерийные приборы в соответствии со специфическими требованиями отдельных производств. Наибольшее число радионуклидных приборов используется на предприятиях металлургической, химической, горнодобывающей, пищевой и в других отраслях промышленности (табл. 9.2).

зирующих излучений различных видов: рентгеновского, α -, β - и γ -, тормозного от ускорителей электронов, потоков нейтронов и позитронов. Наибольшее распространение получила радионуклидная гамма-радиография. Преимущества гамма-радиографии по сравнению с другими методами неразрушающего контроля делают ее применение наиболее выгодным в условиях строительства, монтажа, контроля труднодоступных участков изделий и сооружений.

Как правило, радионуклидная радиографическая аппаратура не требует сложного дополнительного оборудования и значительных затрат энергии; она проста в обслуживании, автономна. Высокая достоверность и документальность метода радиографии порой делают его единственно приемлемым методом неразрушающего контроля. В зависимости от поставленных задач, вида и толщины просвечиваемого материала в современных гамма-дефектоскопах в качестве источников излучения используют радионуклиды ^{169}Yb , ^{170}Tm , ^{75}Se , ^{192}Ir , ^{137}Cs , ^{60}Co .

В серийном производстве освоены переносные, передвижные и стационарные гамма-дефектоскопы общепромышленного назначения, позволяющие контролировать материалы толщиной 10–200 мм по стали, трубы диаметром 59–1420 мм в условиях цеха, монтажа, стапеля, строительства трубопроводов и т.п.

Для обеспечения контроля патрубков пароперегревателей на АЭС с реакторами ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 разработан и успешно применяется гамма-дефектоскоп РИД-187/213.

Для контроля сварных швов главных патрубков реактора первого в мире атомного арктического лихтеровоза "Севморпуть" ВНИИРТ также разработал гамма-дефектоскоп РИД-КЛТ40.

Работа по созданию новых современных гамма-дефектоскопов ведется в направлении совершенствования и разработки новых источников γ -излучения, оптимизации аппаратурных параметров гамма-дефектоскопов, процессов получения и расшифровки радиографических снимков, развития методов и аппаратуры радиометрической дефектоскопии. Радиационно-дефектоскопический контроль толстостенных конструкций (толщиной до 450 мм по стали) связан с использованием высокоэнергетических ускорителей электронов — бетатронов, линейных ускорителей, микротронов. Наибольшее распространение для этих целей получили бетатроны, дающие тормозное излучение с энергией до 35 МэВ.

Круг задач неразрушающего контроля постоянно расширяется, что вызывает необходимость развития новых методов и средств. В частности, для контроля радиоактивных материалов и изделий, например облученных твэлов, контроля узлов и деталей из легких материалов, расположенных за экранами из тяжелых металлов, выявления включений водородсодержащих веществ эффективна нейтронная радиография.

Метод нейтронной радиографии имеет ряд особенностей и принципиальных отличий от других радиографических методов неразрушающего контроля, обусловленных сильной зависимостью сечений взаимодействия нейтронов от характеристик вещества, процессами формирования и регистрации нейтронных изображений и т.п.

Работы, проведенные во ВНИИРТ по изучению физических процессов формирования нейтронного пучка, регистрации и анализа нейтронных изображений, позволили сформулировать требования к техническим средствам нейтронной радиографии и создать ряд стационарных установок с использованием нейтронных пучков тепловых нейтронов от ядерных реакторов, а

также транспортабельных установок с мощными радионуклидными источниками нейтронов из ^{252}Cf . Для получения нейтронных изображений на фотошленке используются экраны-преобразователи из диспрозия или индия (метод переноса), а также из гадолиния или кадмия (метод прямого экспонирования). Кроме фотографических детекторов с экранами-преобразователями применяются также фотографические детекторы с люминесцентными экранами, трековые детекторы и устройства регистрации в реальном времени.

Характерной особенностью развития радиационных средств неразрушающего контроля в настоящее время стало все большее применение в них электроники, автоматики, средств вычислительной техники для оптимизации процесса контроля управления средствами контроля и обработки и выдачи результатов наблюдений.

Радиометрические методы неразрушающего контроля находят все более широкое распространение благодаря их высокой производительности и отсутствию необходимости использовать дорогостоящие фотоматериалы.

Выбор детекторов с максимальным соотношением сигнал/шум, обработка радиографической и радиометрической информации с применением ЭВМ позволяют увеличить количество информации, получить объемные и послойные изображения контролируемых изделий. На этом, в частности, основаны методы промышленной ЭВМ-томографии.

Практически все радиационные методы неразрушающего контроля (по поглощению рентгеновского и γ -излучения, по измерению естественной радиоактивности и т.п.) с применением различных методов обработки информации, включая ЭВМ-томографию, в сочетании с другими методами неразрушающего контроля (ультразвуковыми, электрическими, оптическими и др.) используются для создания комплекса агрегатированных средств неразрушающего контроля при производстве твэлов энергетических ядерных реакторов. Например, γ -абсорбционный метод применен в автоматизированном приборе контроля плотности топливных таблеток, а также многофункциональном устройстве контроля зазоров между таблетками, суммарного

зазора, длины компенсационного зазора в готовом твэле. По уровню естественного радиационного фона определяется загрязненность поверхности твэлов. С помощью авторadiографического метода определяют равномерность смешанного уран-плутониевого топлива. На поглощении потока γ -излучения основаны приборы контроля плотности и текучести порошков топлива.

Ядерно-физические методы и аппаратура анализа состава вещества

Сложные механизмы взаимодействия излучения с веществом (поглощение, рассеяние первичного излучения, возбуждение вторичного излучения, активация) можно использовать для определения химического состава вещества. На эффекте взаимодействия основаны различные ядерно-физические методы и аппаратура элементного анализа. На практике наиболее широкое распространение получили γ - и нейтронный абсорбционный, активационный анализ, рентгенорадиометрия.

В последнее время анализ микроколичеств стал обычной задачей для многих промышленных производств. Уже в течение многих лет очень эффективно работает лаборатория Норильского горно-металлургического комбината, оснащенная реактором РГ-1М мощностью 100 кВт. Для промышленного активационного анализа весьма удобным может быть гомогенный реактор "Аргус" с водным раствором уранил-сульфата в качестве топлива. Этот реактор обеспечивает получение потоков тепловых нейтронов плотностью 10^{11} – 10^{12} нейтр/(см²·с), что позволяет с высокой чувствительностью определять несколько десятков элементов.

Широкое распространение в промышленности активационный анализ получил с появлением портативных, но достаточно интенсивных генераторов нейтронов с энергией 14 МэВ, а также радионуклидных источников нейтронов на основе ^{252}Cf и других радионуклидов. На многих предприятиях эксплуатируются установки с генераторами нейтронов на запаянных трубках, применяемые для определения кислорода в металлах и сплавах. Нейтронные ге-

нераторы с запаянными трубками и с непрерывной откачкой ускорительной камеры также применяются и в других лабораторных системах активационного анализа (рис. 9.1).

Для активационного анализа промышленных материалов и геологических проб используются радионуклидные источники нейтронов на основе ^{252}Cf , ^{124}Sb –Be, ^{244}Cm –Be, ^{238}Pu –Be. Большой интерес представляют активационные методы непрерывного анализа больших масс веществ. Непрерывный элементный анализ открывает возможность сортировки руд и других материалов по различию в их составе. Однако непрерывный контроль с помощью активационных методов анализа еще не получил широкого распространения вследствие определенной сложности аппаратуры, трудностей в метрологическом обеспечении и т.п.

Значительное развитие в Советском Союзе получили фотоядерные активационные методы анализа, которые отличаются высокой селективностью, значительной экспрессностью, возможностью анализа больших масс материала.

В качестве источников тормозного излучения наиболее часто используются бетатроны, высокоточные линейные ускорители или микротроны. В частности, микротрон был использован в разработанном в Союзном научно-исследовательском институте приборостроения (СНИИП) комплексе аппаратуры "Луч" для фотоядерного активационного анализа. В комплексе аппаратуры "Аура", созданном совместно ВНИИРТ и НИИЭФА, применен высокоточный линейный ускоритель электронов. Комплекс "Аура" за 40 с позволяет определять содержание золота в рудных пробах с погрешностью не хуже $\pm 10\%$ при содержании золота более $2 \cdot 10^{-4}\%$. Значительный вклад в развитие фотоядерного активационного метода внесли специалисты Всесоюзного научно-исследовательского института ядерной геофизики и геохимии (ВНИИЯГГ).

В ряде случаев для элементного анализа веществ используются методы, основанные на поглощении или рассеянии излучений. Некоторые элементы (кадмий, бор, литий и др.) – сильные поглотители нейтронов – могут быть определены нейтронным абсорбционным методом. В настоящее вре-

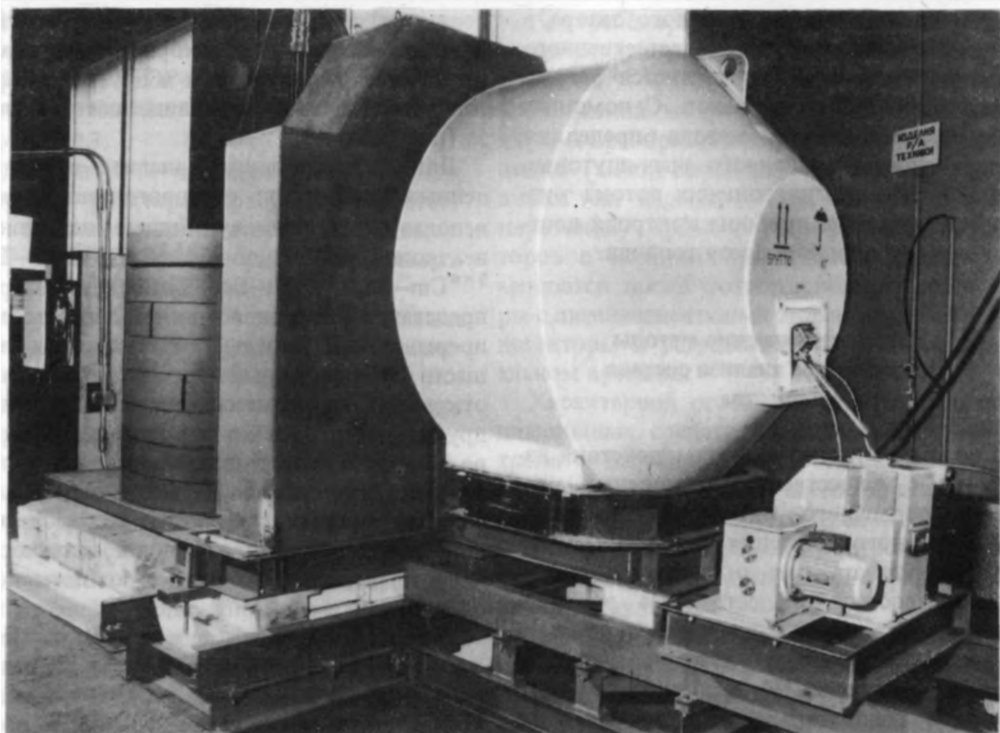


Рис. 9.1. Установка для активационного анализа с источником ^{252}Cf



Рис. 9.2. Экспедиционный переносный рентгенорадиометрический анализатор ЭРА-1М, позволяющий проводить многоэлементный анализ образцов руд в полевых условиях

ма большинство АЭС СССР и многие зарубежные АЭС (в НРБ, ЧССР, ВНР и др.) оснащены разработанными во ВНИИРТ нейтронными анализаторами бора в теплоносителе первого контура реактора.

Хорошие условия для внедрения комплексной автоматизации при переработке

геологических продуктов в потоке. Глубокая теоретическая проработка позволила советским ученым создать гамму рентгенорадиометрических приборов различного назначения, предназначенных для работы в полевых, лабораторных и цеховых условиях (рис. 9.2). С помощью этой аппара-

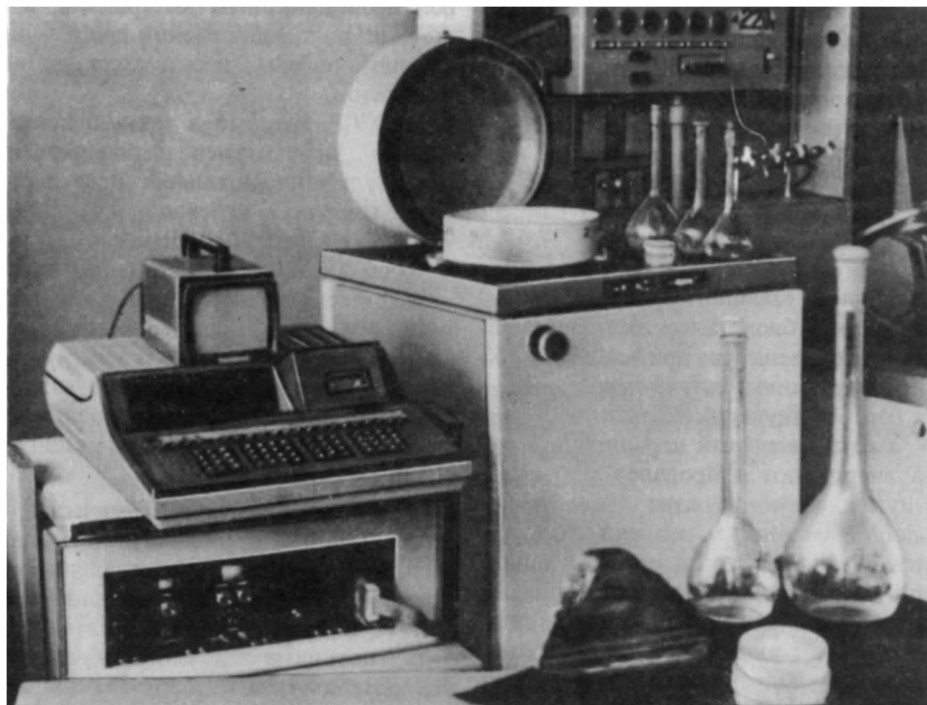


Рис. 9.3. Многоэлементный рентгенорадиометрический анализатор РАЛ-1М с микро-ЭВМ

полиметаллических руд обеспечивают анализаторы, основанные на альбедных методах.

Рентгенорадиометрический метод, в котором используется возбуждение атомов анализируемого вещества с помощью первичного излучения от радиоактивного нуклида, — один из наиболее распространенных ядерно-физических методов анализа. Простота, малые габариты и невысокая стоимость рентгенорадиометрической аппаратуры в сочетании с достаточно высокой чувствительностью метода обуславливают широкие возможности для массового и многоэлементного экспрессного анализа технологических или геологических проб, анализа пород и руд в естественном залегании, автоматического контроля тех-

туры можно определять содержание большинства химических элементов (с атомным номером более 20) в средах сложного состава. Рентгенорадиометрический анализатор РАЛ-М1 позволяет, например, определять одновременно до 15 элементов (рис. 9.3).

Впервые в практике рентгенорадиометрического анализа в СССР разработаны метод и аппаратура для определения легких элементов, начиная с углерода. В этой аппаратуре используется созданный во ВНИИРТ совместно со специалистами из ГДР пропорциональный сцинтилляционный детектор, который по энергетическому разрешению в области 200–1000 эВ не уступает полупроводниковым детекторам и не требует охлаждения.

При обработке результатов ядерно-физического анализа большое значение имеет правильная расшифровка спектров излучения, учет мешающего влияния других элементов. Поэтому создаются специальные методы и алгоритмы обработки спектров с использованием ЭВМ, в том числе встроенных в аппаратуру. Большое внимание уделяется разработке методических вопросов, связанных с применением различных физических принципов, для увеличения достоверности и производительности анализа состава веществ.

Радиационная технология и оборудование

Радиационная технология основывается на физических и биологических процессах, происходящих в веществе при взаимодействии с ионизирующим излучением и вызывающих соответствующий технологический эффект. Уже в начальный период развития ядерной энергетики и производства делящихся нуклидов обнаружено своеобразие протекания химических реакций в условиях интенсивных потоков ионизирующих излучений. Было установлено, что ионизирующее излучение можно использовать для стимулирования химических процессов, изменения их направленности. Большая проникающая способность ионизирующего излучения позволяет осуществлять химические реакции в твердых телах. Радиационно-химические процессы являются также источником биологических последствий облучения, возникновения радиационных мутаций. Детальное изучение радиационно-химических процессов проводится во многих научных учреждениях Советского Союза: Научно-исследовательском физико-химическом институте — (НИФХИ) им. Л.Я. Карпова, Институте химической физики — (ИХФ) АН СССР и др. Проведенные исследования внесли большой вклад в теоретические основы радиационной химии, важные для решения практических задач, в том числе для разработки радиационно-химических процессов, наиболее пригодных для промышленной реализации.

К настоящему времени на различных стадиях опытно-промышленной и промышленной реализации находится несколько десят-

ков различных радиационно-технологических процессов по следующим направлениям радиационной технологии: синтезу новых химических соединений и иницированию химических реакций, полимеризации, вулканизации и сшиванию полимеров, очистке сточных вод и газов, приданию новых свойств твердым телам, в частности полупроводниковым материалам, а также стерилизации медицинской продукции и облучению пищевых и сельскохозяйственных продуктов.

В СССР впервые в промышленных условиях осуществлен радиационный процесс сульфохлорирования предельных неразветвленных углеводородов (НИФХИ им. Л.Я. Карпова, ВНИИРТ).

Радиационная вулканизация гетеросилоксановых каучуков позволяет получать высокотермостойкие электроизоляционные материалы. Для этого создана γ -установка РВ-1200 с плоскостным облучателем из ^{60}Co для выпуска самослипающейся электроизоляционной ленты и резиностеклоткани.

Многие радиационно-химические процессы (модифицирование полиэтиленовой изоляции проводов, полиэтиленовых тонкостенных трубок, отверждения лакокрасочных покрытий и т.п.) можно осуществить с помощью облучения на установках с ускорителями электронов. Таким же способом можно добиться получения новых свойств тканей: придать им антимикробные (рис. 9.4), гемостатические свойства, повысить несминаемость хлопчатобумажных тканей, улучшить потребительские свойства тканей из искусственных волокон. Для этих целей ВНИИРТ в содружестве с НИИЭФА им. Д.В. Ефремова и отраслевыми институтами (Научно-исследовательский физико-химический институт им. Л.Я. Карпова и др.) создано радиационно-технологическое оборудование с ускорителями электронов, внедренное на предприятиях различных отраслей промышленности. В 1981 г. на заводе "Молдавизолит" (г. Тирасполь) пущена в промышленную эксплуатацию установка с ускорителем для изготовления термоусаживающихся полиэтиленовых трубок производительностью более 500 т/год.

Для Глуховского хлопчатобумажного комбината им. В.И. Ленина разработано

и изготовлено оборудование для радиационного модифицирования текстильных материалов методом газовой прививки. Для прививки мономеров к хлопчатобумажным тканям создана установка с ускорителем "Электрон-3".

Немалый эффект приносит использова-

ние радиационной технологии можно считать радиационную стерилизацию, которая особенно эффективна при обработке термолabileльных материалов, например медицинских изделий из полимерных материалов (шприцов-ампул разового применения, катетеров, кетгута, устройств для перелива-

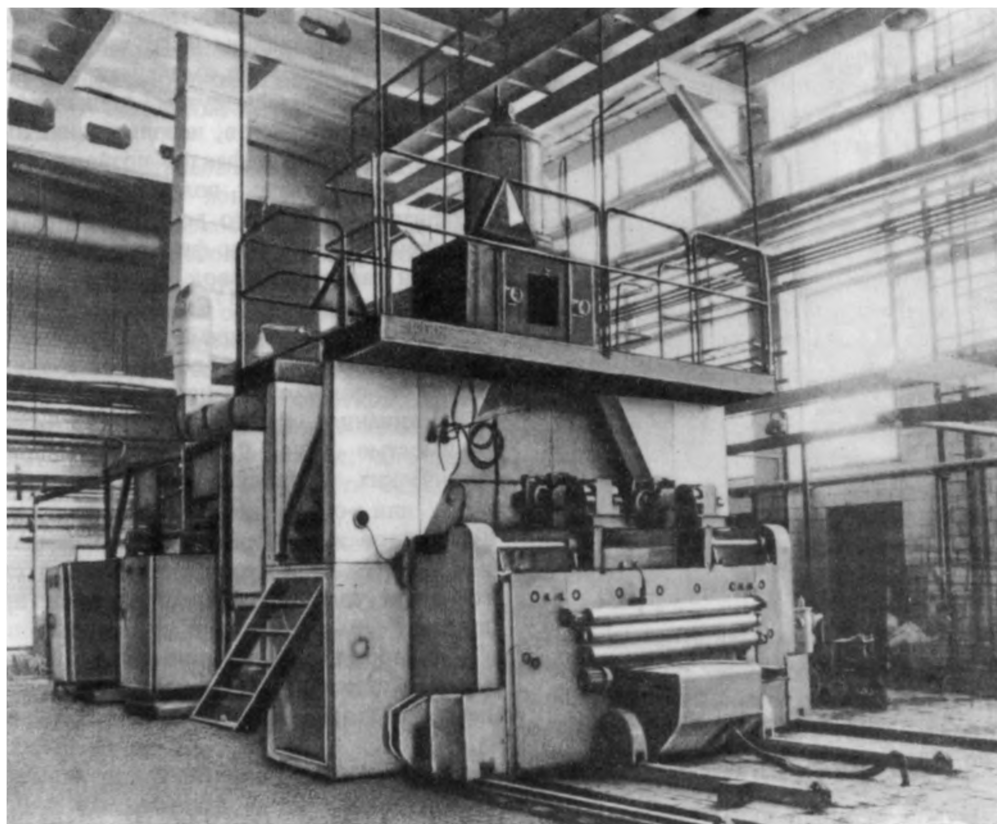


Рис. 9.4. Промышленная установка с ускорителем электронов для облучения хлопчатобумажных тканей для придания им антимикробных свойств

ние радиационных методов для охраны окружающей среды. Радиационное воздействие на многие промышленные, бытовые и сельскохозяйственные отходы увеличивает скорость их разложения и все больше применяется на практике для решения этой актуальной проблемы. Так, на Воронежском заводе синтетического каучука сдана в эксплуатацию установка с ускорителем для очистки грунтовых вод от поверхностно-активных веществ производительностью до $1000 \text{ м}^3/\text{сут.}$

Наиболее высокоразвитой областью ра-

ния крови и др.), перевязочных средств и т.п. Радиационная стерилизация осуществляется с помощью как изотопных источников излучения, так и ускорителей электронов.

Радиационная стерилизация обеспечивает очень высокую степень бактерицидности стерилизуемой продукции, равномерность обработки продукции в транспортной таре, что позволяет организовать непрерывный технологический процесс стерилизации с высокой степенью механизации и автоматизации всех операций.

Промышленные установки с источниками ^{60}Co ("Стерилизация-Ш"), разработанные во ВНИИРТ, работают на двух заводах Министерства медицинской промышленности СССР: Белгород-Днестровском заводе медицинских полимеров и заводе "Лен-медполимер" в г. Ленинграде. В г. Кондро-

во современное предприятие по изготовлению акушерских пакетов оборудовано созданной во ВНИИРТ гамма-установкой "Пакет". Разработаны другие установки для стерилизации продукции (табл. 9.3).

Радиационные эффекты, возникающие в твердом теле, также получили практическое применение: радиационная обработка твердого тела производится для радиационной закалки металлов, радиационного легирования. В случае полупроводниковых приборов имплантация ионов, накопление энергии путем создания неравновесных дефектов, использование вводимых радиацией дефектов позволяют управлять свойствами полупроводниковых материалов. Для этого во ВНИИРТ создан комплекс радиационно-физических альфа-, бета- и гамма-установок (с радионуклидными источниками ^{137}Cs , ^{90}Sr и ^{238}Pu), обладающих небольшими габаритами и массой, стабильностью во времени характеристик поля облучения, безопасностью обслуживания и относительно низкой стоимостью (рис. 9.5); в радиационно-физических установках осуществляется α -, β - или γ -облучение полупроводниковых материалов и приборов в целях изменения и регулирования их параметров, что способствует увеличению выхода годной продукции.

Своеобразными радиационно-физическими установками являются радионуклидные нейтрализаторы статического электричест-

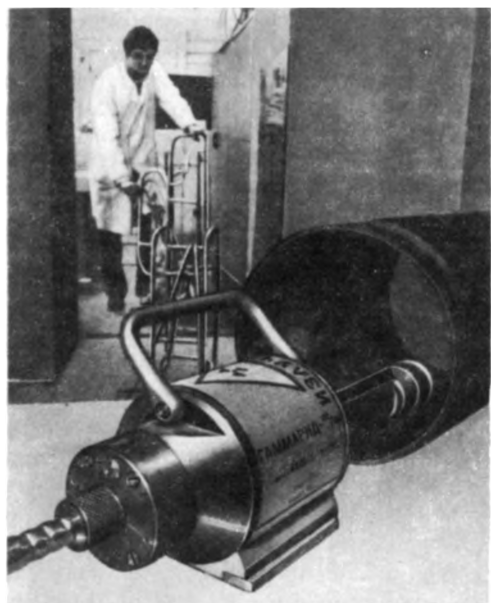


Рис. 9.5. Гамма-дефектоскоп "Гаммарид-192/120"

Т а б л и ц а 9.3. Технические характеристики промышленных гамма-установок для стерилизации

Установка	Производительность, кг/ч	Активность облучателя, $\text{кБк} \cdot 10^{-13}$ (кКи)	Размер плоскостного облучателя, м	Плотность облучаемой продукции, т/м^3	Коэффициент использования излучений, %	Стерилизуемая продукция
"Стерилизация-Ш"	—	3,0 (800)	$2,4 \times 1,0$	0,12	25	Системы службы крови
"Парча"	420	2,7 (740)	$1,6 \times 1,1$	0,25	27	Прессованные перевязочные средства
"Пакет"	400	2,5 (670)	$2,2 \times 1,2$	0,10	28	Индивидуальные бумажные акушерские комплекты
"Палата"	300	1,7 (470)	$1,5 \times 1,0$	0,20	30	Инъекционные иглы
"Пектоза"	120	0,75 (230)	$1,2 \times 0,8$	0,20	25	Медицинская продукция широкой номенклатуры
"Пепел"	120	0,74 (200)	$2,2 \times 1,1$	0,40	27	Ризоторфин (бактериальные удобрения)
"Пинцет"	90	0,63 (170)	$1,7 \times 0,8$	0,15	30	Шовный хирургический материал

ва, получившие широкое распространение в текстильной, бумажной и других отраслях промышленности.

Радиационная технология, занимающая видное место среди других важнейших технологий будущего, находится на самых передовых рубежах научно-технического прогресса.

9.4. Применение изотопов и ионизирующих излучений в сельском хозяйстве

Важным направлением использования радионуклидов и ионизирующих излучений является сельское хозяйство, где они применяются в основном для ускорения развития растений, что приводит к увеличению производства сельскохозяйственной продукции; для селекции сельскохозяйственных культур путем радиационного мутагенеза; для защиты сельскохозяйственных растений, улучшения сохранности семян, зерна и продовольствия; для проведения исследований в области сельскохозяйственных наук.

Метод радиоактивных индикаторов обладает высокой чувствительностью, он позволяет определять очень малые количества пестицидов и производить оценку их токсического действия. Меченные радиоактивными нуклидами гербициды применяются для изучения селективного действия гербицидов.

Мечение радиоактивными нуклидами некоторых насекомых — сельскохозяйственных вредителей (например, бабочек зерновой совки, колорадского жука, клопа черепашки) — дает возможность изучать их миграцию, особенности их биологического развития. Путем радиоселекции выводят новые виды рас насекомых, обладающих признаками, отсутствующими у встречающихся в природе насекомых. Биологическая несовместимость рас приводит к тому, что скрещивание насекомых не дает потомства и резко сокращает их численность.

Для радиационной обработки сельскохозяйственной продукции в Советском Союзе разработаны специальные технологические процессы и различное облучательное оборудование. Эта проблема,

так же как и вопросы увеличения сроков сохранности пищевых продуктов, является очень актуальной для многих стран мира.

К работам в этой области привлечены Институт биохимии АН СССР, Всесоюзный научно-исследовательский институт зерна и зернопродуктов, Всесоюзный научно-исследовательский институт мясной промышленности, Всесоюзный научно-исследовательский институт консервной и овощесушильной промышленности, ВНИИРТ и другие научные учреждения.

В установках для радиационной обработки сельскохозяйственных и пищевых продуктов в основном используют радионуклидные источники ^{60}Co и ^{137}Cs . γ -Излучение ^{60}Co имеет более высокую энергию и, следовательно, большую проникающую способность по сравнению с γ -излучением ^{137}Cs . Радионуклид ^{60}Co имеет низкую стоимость, поэтому он применяется в основном для проведения энергоемких процессов (0,2–2,5 Мрад) — стерилизации, облучения мяса, птицы, овощей и фруктов. В менее энергоемких процессах (5–100 Крад), таких как дезинсекция зерна, предпосевное облучение семян, больше используются источники на основе ^{137}Cs .

Проведены длительные эксперименты и испытания по радиационной обработке больших партий свежего картофеля и лука при закладке на хранение с гигиенической, биохимической и пищевой оценкой облученного материала.

Для осуществления процесса облучения сельскохозяйственных продуктов в производственных условиях во ВНИИРТ создана установка "Продукт" с источником ^{60}Co активностью $4,1 \cdot 10^{15}$ Бк ($1,1 \times 10^5$ Ки) и производительностью 10 т/ч.

Предпосевное стимуляционное облучение семян сельскохозяйственных культур может осуществляться на малогабаритной транспортабельной гамма-установке "Поле". Установка с источником ^{137}Cs активностью $5,5 \cdot 10^{12}$ Бк ($1,5 \cdot 10^2$ Ки) имеет производительность 10–15 кг/ч. Масса и габариты установки вместе с защитой позволяют перевозить ее обычными передвижными средствами, имеющимися в сельскохозяйственном производстве, и устанавливать в полевых условиях.

На Несвижском заводе кормового биомышина (Белоруссия) эксплуатируется γ -установка "Пепел", предназначенная для стерилизации ризоторфина—бактериального удобрения с азотфиксирующими бактериями. Его получают путем высевания полезных микроорганизмов на питательной сре-

дической энергии обладают существенными преимуществами по сравнению с другими автономными источниками электрической энергии: высокой удельной энергоемкостью (несколько тысяч ватт-часов на 1 кг), длительным сроком службы (10 лет и более), высокой надежностью, сохране-

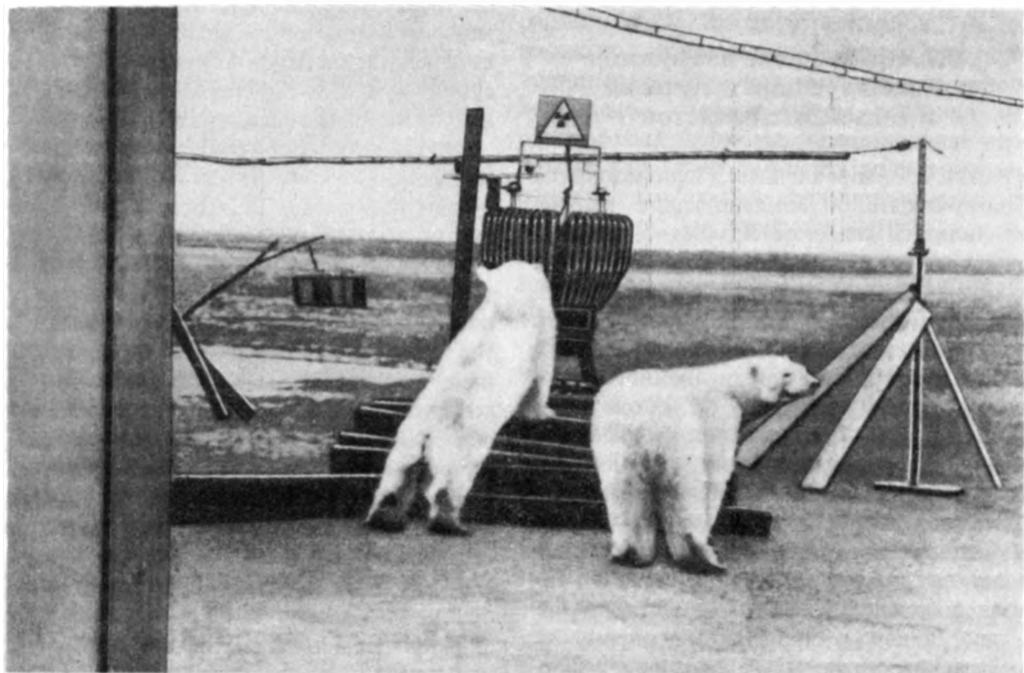


Рис. 9.6. Радионуклидный термоэлектрический генератор "Эфир-МА" в арктических условиях

де, состоящей в основном из торфа. Однако в торфе имеется природная микрофлора, которая подавляет развитие введенных полезных микроорганизмов, поэтому его необходимо стерилизовать.

9.5. Радионуклидная энергетика

При поглощении в веществе ядерных частиц или электромагнитного излучения, образующихся в результате радиоактивного распада, их энергия превращается в тепло, которое можно затем преобразовать в электрическую энергию. Электрическую энергию можно получить и без теплового цикла путем непосредственного сбора заряженных частиц.

Радионуклидные источники тепловой и

нием работоспособности даже при длительном коротком замыкании в цепи потребителя при эксплуатации аппаратуры с радионуклидными источниками питания, установленной в отдаленных и труднодоступных районах земного шара. Поэтому радионуклидные термоэлектрические генераторы находят широкое применение для энергообеспечения автоматических гидрометеорологических станций. Хорошо зарекомендовали себя радионуклидные энергетические установки для питания средств навигации — морских радио- и световых маяков. Радиомаяки, расположенные по трассе Северного морского пути (рис. 9.6), значительно повышают безопасность навигации. Световые маяки оборудуют радионуклидными энергетическими установками электрической мощностью в несколько десятков ватт.

Такой установкой, созданной во ВНИИРТ, оборудован, например, Таллинский маяк на Балтийском море. Советские исследователи Антарктиды используют радионуклидные термоэлектрические генераторы (РИТЭГ) для питания магнитных вариационных станций.

Радионуклидная энергетика находится на стыке нескольких наук: ядерной физики, радиохимии, теплофизики и электротехники. Поэтому в создании элементов радионуклидных энергетических установок (РЭУ) принимают участие многие научные учреждения и промышленные предприятия нашей страны.

Во ВНИИРТ разработаны научно-технические основы создания РЭУ, принципы их построения, математического моделирования взаимосвязанных ядерно-физических, теплофизических и электрических процессов для оптимизации параметров отдельных узлов РЭУ и установок в целом.

В качестве основного вида топлива для РЭУ используется ^{90}Sr , а для высокоэнергоемких установок — ^{238}Pu .

Для преобразования энергии радиоактивного распада в электрическую в РЭУ большей частью применяются термоэлектрические батареи. Проводятся исследования, направленные на рациональное использование и других методов преобразования энергии — термоэмиссионного, прямого сбора заряженных частиц. Большие перспективы имеет метод динамического преобразования. Во ВНИИРТ созданы первые образцы радионуклидного термомеханического генератора.

Теоретические и экспериментальные исследования известных методов преобразования энергии показали, что мощность радионуклидных энергетических устройств может достигать и нескольких киловатт при сроке службы 5—15 лет.

Созданные в настоящее время РИТЭГ второго поколения построены на основе среднетемпературных каскадированных термоэлектрических преобразователей с КПД 7—9% при рабочих температурах до 500 °С. Примерами РЭУ второго поколения являются установки "Гонг" (рис. 9.7) и "Горн" мощностью 16 и 66 Вт и напряжением 14 и 35 В соответственно.

Довольно высокая стоимость радионуклидного топлива и сравнительно низкий

КПД пока еще сдерживают более широкое применение радионуклидных источников электрической энергии. Однако их конкурентоспособность постоянно повышается, постепенно улучшаются и технико-экономические характеристики РЭУ.

Важной областью использования радио-



Рис. 9.7. Радионуклидная энергетическая установка второго поколения "Гонг" для питания навигационной аппаратуры (электрическая мощность 16 Вт, напряжение 14 В, КПД > 6%)

нуклидных источников питания является медицина (в частности, кардиология). В мировой практике широкое распространение получили электрокардиостимуляторы — миниатюрные имплантируемые электронные устройства, снабженные автономным источником питания — электрохимическим или радионуклидным.

В выпускаемых в СССР серийно радионуклидных электрокардиостимуляторах (РЭКС) источником питания является миниатюрный РИТЭГ на основе ^{238}Pu , высокая энергоемкость которого обеспечивает функционирование электронного блока более 10 лет. Во ВНИИРТ разработаны несколько типов РЭКС (асинхронных и биуправляемых), которые в настоящее время выпускаются серийно. Проводятся работы по созданию радиоизотопного источника питания для насоса искусственного

сердца. Такой источник может быть имплантирован в организм больного вместе с механизмами искусственного сердца.

9.6. Изотопы и источники излучения в медицине

Радионуклидная диагностика, ее возможности и перспективы. Проблема своевременного и точного диагноза остается одной из основных проблем клинической медицины. Для ее решения используются достижения многих фундаментальных наук. Именно таким симбиозом естественных и точных наук является радионуклидная диагностика или ядерная медицина.

За сравнительно короткий срок радионуклидная диагностика стала неотъемлемой частью диагностического процесса на всех этапах заболевания и важным методом оценки функционального состояния органов и систем человеческого организма до лечения и после него. В настоящее время нет, пожалуй, ни одного органа или жизненно важной системы, состояние которых не позволяли бы оценить методы ядерной медицины. Все большее количество практических и научно-исследовательских учреждений используют радионуклидные методы в общем комплексе обследования пациентов с различной патологией, получая уникальную информацию об интимных биохимических, патофизиологических, гормональных процессах и их нарушениях под влиянием болезненных факторов.

К настоящему времени в системе здравоохранения СССР функционирует около 400 лабораторий радионуклидной диагностики, в которых ежегодно обследуется более 1,5 млн. больных.

Развитие ядерной медицины в целом определяется двумя основными моментами: уровнем развития радиофармацевтики, от которого зависит качество радиофармацевтических препаратов; техническим уровнем радиодиагностической аппаратуры для сбора и обработки диагностической информации.

Особое место в данном случае занимают радиофармацевтические препараты, ибо именно их взаимоотношения с органом или системой, адекватное отражение физиологических или биохимических принципов изу-

чаемого процесса, а также механизмов его нарушения лежат в основе получения корректной диагностической информации. Существен и выбор нуклида в качестве метящего агента той или другой химической субстанции, что в значительной мере определяет уровень лучевых нагрузок на органы и системы организма исследуемого, которые строго регламентированы требованиями Министерства здравоохранения СССР.

Серийное производство радионуклидов и препаратов на их основе для медицинского применения и научных исследований осуществляется в СССР с конца 40-х годов. Номенклатура серийных радиофармпрепаратов постоянно подвергается некоторым изменениям по мере разработки новых, более эффективных в диагностическом отношении. Она включает более 30 меченых соединений, содержащих радионуклиды, полученные в реакторе и на циклотроне.

Объем производства отдельных радиофармпрепаратов определяется, естественно, конъюнктурой спроса, которая в свою очередь формируется под влиянием комплекса факторов, из которых следует упомянуть такие, как наличие и объем предложений, функциональное назначение, качество и клинко-диагностическая эффективность препарата, аппаратурная оснащенность лабораторий ядерной медицины.

В последние 10 лет основное внимание уделяется разработке и внедрению радиофармпрепаратов диагностического назначения, прежде всего содержащих нуклиды ^{99m}Tc и ^{113m}In , а также ^{201}Tl и ^{123}I .

Необходимость проведения работ в этом направлении связана прежде всего с повышением качества радиофармпрепаратов и снижением индивидуальных и популяционных доз облучения за счет лучших физических характеристик упомянутых нуклидов, чем у использовавшихся ранее, в частности, таких как ^{131}I , ^{198}Au , ^{85}Sr и др. Для решения этих вопросов разработаны оригинальные методики получения ^{201}Tl из металлического таллия, обогащенного по ^{203}Tl , и ^{123}I по фотоядерной реакции, что обеспечивает высокий выход нуклидов с оптимальной радионуклидной чистотой. Мы рассматриваем фотоядерный метод получения ^{123}I как наиболее подходящий для условий нашей страны, пото-

му что он, во-первых, обеспечивает высокое качество радионуклида и, во-вторых, предоставляет реальную с экономической и технической точек зрения возможность организации производства ^{123}I в ядре регионов страны с использованием специализированных ускорителей электронов. Новая технология получения ^{201}Tl уже используется в производстве радиофармпрепарата.

За последние несколько лет в СССР в 2 раза увеличился выпуск генераторов ^{99m}Tc и наборов реагентов для приготовления радиофармацевтических средств различного диагностического назначения.

Серьезно выпускаемый перечень наборов реагентов к генератору технеция обеспечивает выполнение практически всех современных радионуклидных методов исследования с использованием наиболее совершенных радиодиагностических систем: компьютеризованных гамма-камер, однофотонных эмиссионных томографов.

Развитие радиофармацевтики и ядерной медицины существенно повлияло на прогресс в области клинической диагностики. Радионуклидные диагностические процедуры стали неотъемлемым компонентом диагностического комплекса обследования больных с различной патологией.

К настоящему времени сформировались группы радиофармацевтических препаратов и методических приемов их использования, позволяющие получать уникальную диагностическую информацию в клинике патологии сердца и сосудов, в онкологии, гастроэнтерологии и др.

Хорошо зарекомендовали себя в клиниках страны ^{201}Tl в форме хлорида и ^{99m}Tc -пирофосфат, применяющиеся для выявления патологии миокарда и в частности инфаркта. Оба радиофармпрепарата существенно дополняют друг друга в связи с разницей в диагностической информативности на различных этапах развития инфаркта миокарда и периода реабилитации. Так, оптимальный срок визуализации очага острого инфаркта миокарда с помощью ^{99m}Tc -пирофосфата 2–7 сут, и в этот срок чувствительность метода составляет 98%; в некоторых случаях представляется возможным визуализировать очаг повреждения уже через 8–12 ч от начала заболевания. Возможность повторных ис-

следований позволяет следить за динамикой процесса рубцевания в зоне инфаркта и регистрировать возможные осложнения. Одно из важных качеств исследования с помощью ^{99m}Tc -пирофосфата — принципиальная возможность выявления повторных инфарктов на фоне рубцовых изменений миокарда, что не всегда позволяет сцинтиграфическое исследование с помощью ^{201}Tl . Однако характер распределения ^{201}Tc в миокарде, зависящий прежде всего от состояния миокардиального кровотока, позволяет утверждать или отвергать многочисленные патологические состояния, связанные с нарушением васкуляризации сердечной мышцы. Особенно информативен с этой точки зрения метод нагрузочных тестов с ^{201}Tl . Показано, что у всех больных с "холодными" очагами на сцинтиграммах миокарда, полученных в условиях нагрузки, при коронарографии обнаружено сужение просвета соответствующей артерии более чем на 70%.

Опыт работы с отечественными вариантами ^{201}Tl и ^{99m}Tc -пирофосфата говорит о более высоком качестве разработанных в СССР препаратов по сравнению с зарубежными аналогами. Для ^{99m}Tc -пирофосфата это обусловлено большей устойчивостью готового препарата при его хранении, а в случае ^{201}Tl — его более высокой объемной активностью и меньшим содержанием радионуклидных примесей.

Большую группу составляют так называемые туморотропные радиофармацевтические препараты, применяемые в клинической онкологии для выявления и дифференциальной диагностики злокачественных новообразований различных локализаций и гистологического строения. К ним следует отнести ^{67}Ga , ^{111}In -цитрат, ^{57}Co или ^{111}In -блеомицин. Одновременное существование довольно многочисленных функциональных аналогов определяется прежде всего неравнозначной информацией, получаемой с их помощью при исследовании больных со злокачественными новообразованиями. Существенным фактором, определяющим показания к использованию того или иного из упомянутых радиофармпрепаратов, является особенность их фармакокинетики в организме человека. Так, мало кто использует ^{67}Ga -цитрат для визуализации новообразований брюшной

полости из-за высокого уровня его физиологического накопления в печени и кишечнике. Более выгоден с этих позиций меченный ^{111}In или ^{57}Co блеомицин в связи с крайне низким его содержанием в органах брюшной полости. Более эффективен блеомицин по сравнению с ^{67}Ga -цитратом при обследовании женщин с подозрением на рак молочной железы в связи с достаточно высоким уровнем его фиксации в нормальной ткани железы.

Основными характеристиками рассматриваемых радиофармацевтических препаратов являются показатели чувствительности и специфичности. Радионуклидная диагностика новообразований вносит несомненный вклад в решение таких клинических вопросов, как выявление злокачественного новообразования, определение степени его распространенности, оценка эффективности специфической противоопухолевой терапии и выявление рецидивов заболевания и десименации процесса.

Если учесть сравнительно низкую специфичность упомянутых выше методов диагностики новообразований, то наиболее реальный путь прогресса в этой области — создание и клиническое использование радиофармацевтических препаратов на основе моноклональных антител.

В плане развития этого направления проводятся комплексные разработки технологии получения высокоспецифичных моноклональных антител, а также их $\text{F}(\text{ав})_2$ -фрагментов, которые отличаются стабильностью связывания с антигеном, увеличением специфичности связывания вследствие ослабления взаимодействия с клетками в других органах и тканях, сокращенным временем накопления в опухоли. Все эти качества определяют их высокую эффективность в визуализации новообразований методом иммуноскинтиграфии.

В настоящее время проводятся работы по созданию "коктейлей" (смесей) моноклональных антител к различным эпитопам опухолеассоциированных антигенов. Такие смеси могут содержать антитела, направленные против различных детерминант одного и того же антигена или против различных антигенов на одних и тех же опухолевых клетках.

Аналогичные подходы используются и для обнаружения патологии миокарда. Про-

водятся исследования по получению меченых моноклональных антител к миоину миокарда в надежде получить возможность объективизации инфаркта на ранних этапах его развития.

Высокую оценку в клинических исследованиях получил радионуклидный метод выявления патологии скелета различного происхождения.

Проведенные работы позволили внедрить в клиническую практику несколько высокоэффективных радиофармацевтических препаратов на основе фосфатов, полиметиленфосфоновых кислот, меченных ^{99m}Tc и ^{113m}In . Высокая концентрация этих препаратов в скелете, особенно в зонах патологической перестройки костной ткани, быстрое выведение из организма, физические характеристики используемых нуклидов позволяют при низких лучевых нагрузках получать качественную визуализацию костного скелета.

Чувствительность метода остеосцинтиграфии чрезвычайно высока и позволяет обнаружить признаки патологии костной ткани в значительно более ранние сроки по сравнению с рентгеновским методом. Это чрезвычайно важное качество метода имеет огромное значение в педиатрии, в частности для своевременной диагностики гематогенного остеомиелита у детей, что существенно влияет на прогноз лечения.

Наиболее полная корреляция результатов проведенных сопоставлений при определении и оценке распространенности патологического процесса наблюдалась у больных остеогенной саркомой, костно-суставным туберкулезом и хроническими формами остеомиелита. У всех больных острым гематогенным остеомиелитом и почти у 50% больных болезнью Бехтерева преимущественно III–IV стадий развития процесса была получена радионуклидная визуализация костных изменений на фоне рентгенологически интактной ткани. Если радионуклидные признаки патологических изменений наблюдались здесь в 100% случаев, то рентгенологические симптомы — лишь у 40% больных. Эти данные можно использовать при комплексной оценке стадии развития заболевания. Уточнение распространенности и активности внутрикостных изменений с помощью радионуклидных методов у больных болезнью Бехте-

рева вносило существенные коррективы в выбор и применение лечебных мероприятий, в частности физиотерапевтических. Особенно ценной была радионуклидная информация у больных острым гематогенным остеомиелитом, где своевременное начало адекватного лечения определяло его успех.

Хорошо зарекомендовала себя высокая чувствительность остеосцинтиграфии у больных с метастатическим поражением скелета при злокачественных новообразованиях внекостной локализации. Так, из общего числа больных раком молочной железы II и III стадиями развития опухолевого процесса, установленными на основании клинического обследования до проведения радионуклидного исследования, у 48,5% из них после проведения остеосцинтиграфии были обнаружены метастазы в кости скелета. Это позволило не только скорректировать стадию развития заболевания, но и выбрать наиболее целесообразное в каждом конкретном случае специфическое противоопухолевое лечение.

Одновременно проведенное рентгенологическое обследование позволило подтвердить радионуклидные находки лишь у 17% больных. Особый интерес представляет возможность визуализации с помощью остеосцинтиграфии бессимптомно протекающих вторичных опухолевых изменений в скелете, ибо, как правило, рентгенологическое исследование опорно-двигательного аппарата в подобных случаях проводится на основании субъективных данных — локализации болевого синдрома. Так, у 10% женщин, страдавших раком молочной железы II и III стадий, клинические признаки поражения скелета отсутствовали, а при сцинтиграфии были обнаружены очаги гиперфиксации препарата. Близкая картина рентгенорадионуклидных сопоставлений при выявлении метастатического поражения скелета была обнаружена и у больных раком предстательной железы. В связи с этим считается необходимым проводить остеосцинтиграфию всем пациентам в упомянутых группах, начиная с I стадии развития опухолевого процесса, установленной клинико-рентгенологическими методами.

Таким образом, высокая чувствительность (96%) радионуклидного исследования костной системы, низкие лучевые нагрузки на организм пациентов, возмож-

ность многократной визуализации всех отделов скелета в процессе лечения определяют его несомненную диагностическую ценность в клинике различных поражений опорнодвигательного аппарата.

К сожалению, попытка оценки дифференциально-диагностической значимости метода остеосцинтиграфии с использованием новых радиофармпрепаратов не принесла желаемого успеха. Специфичность метода не превышала 13%. Анализ радионуклидных признаков при определении характера видимых изменений в костной ткани с использованием, в частности, коэффициента дифференциального накопления препаратов в патологических очагах не позволяет рекомендовать его в качестве существенного дифференциального признака при заболеваниях различного происхождения (новообразования, метастазы, костно-суставной туберкулез и т.д.). С этих позиций результаты остеосцинтиграфии могут быть рассмотрены лишь в комплексе со всеми другими признаками заболевания. Это касается как методики в целом, так и всех радиофармпрепаратов, использующихся в настоящее время для исследования костной ткани.

Примером высокоэффективных радиофармацевтических средств являются производные иминодиуксусной кислоты, меченные ^{99m}Tc , которые пришли в ядерные диагностические исследования на смену меченым красителям.

Сравнительно быстрый пассаж дериватов иминодиуксусной кислоты через гепатобилиарный тракт, оптимальные ядерно-физические характеристики ^{99m}Tc создают предпосылки для качественной динамической визуализации всех этапов транзита меченой желчи через интра- и экстрапеченочные желчные пути. И несмотря на то что они в значительно больших количествах, чем меченные йодом красители, выводятся почками, их концентрация в паренхиме и печеночных ходах достаточна для качественного контрастирования.

К важным преимуществам радионуклидного метода по сравнению с рентгеновским относятся его безопасность, низкие лучевые нагрузки на органы и организм исследуемого, возможность его использования у пациентов с индивидуальной непереносимостью рентгеноконтрастных препаратов и,

что очень важно, при обструктивных процессах, когда сравнительно высокие уровни билирубина в сыворотке крови являются абсолютным противопоказанием для рентгенодиагностических процедур.

Упомянутые меченые производные иминодиуксусной кислоты нашли широкое применение в гастроэнтерологической практике для диагностики и дифференциальной диагностики механических и parenхиматозных желтух, патологии желчного пузыря и желчных протоков. Сейчас в клинических учреждениях нашей страны, располагающих соответствующими условиями, радионуклидный метод является методом выбора при обследовании пациентов с подозрением на патологию желчевыводящих путей и желчного пузыря. Таков далеко не полный перечень примеров успешного использования радионуклидных методов неинвазивной диагностики патологических состояний органов и систем организма.

Большое значение придается развитию еще одной группы методов, где также сконцентрировались возможности использования радионуклидов: радиоиммунному анализу, позволяющему определять концентрацию различных биологических активных веществ, в частности гормонов, ферментов, лекарств в сыворотке крови больных.

Два аспекта выдвигают этот метод в число наиболее перспективных способов диагностики различных заболеваний. Во-первых, все исследования такого рода ведутся без введения больному радиоактивного препарата; во-вторых, чувствительность этих методов исследования в сотни раз превышает чувствительность клинических, а по точности результатов они превосходят биохимические и химические методы анализа. В настоящее время в клинико-лабораторной практике широко применяется комплексное исследование гормонов гипофиза, щитовидной железы, женских половых гормонов и гормонов поджелудочной железы. Исключительно важным этот метод оказался в диагностике некоторых видов гипертонической болезни, при оценке функции адренало-гипофизарной системы.

Несомненно перспективно комплексное использование методов радиоиммунного анализа и радионуклидных *in vivo* методов

исследования, что уже сейчас значительно обогащает практическую эндокринологию, гепатологию, урологию, онкологию и другие клинические дисциплины.

Для обеспечения данного диагностического направления промышленность страны выпускает наборы для радиоиммунного анализа и специализированные автоматические счетчики для сбора и обработки результатов исследования.

В связи с постоянно увеличивающимся числом больных, подвергающихся радионуклидному исследованию, весьма актуальной и важной проблемой является контроль за уровнями лучевых нагрузок при обследовании пациентов.

Сведения о дозовых нагрузках при использовании радиофармпрепаратов наряду с другими источниками внутреннего облучения необходимы для установления допустимых уровней внутреннего облучения как отдельных лиц, так и популяции в целом.

Такие расчеты позволяют врачу сравнивать ожидаемую пользу от применения радиофармпрепаратов с потенциальным риском облучения организма и отдельных его органов.

Знание дозы облучения позволяет определять максимальные допустимые уровни активности вводимого радиофармацевтического средства и тем самым устанавливать возможность получения статистически достоверной диагностической информации. В противном случае может возникнуть необходимость повторного введения препарата и напрасного облучения пациента. Оценка степени риска для ближайших (соматических) и отдаленных (генетических) последствий облучения в малых дозах — одна из наиболее серьезных проблем радиобиологии, результаты исследований которой являются основой нормирования облучения.

Дозы облучения населения СССР от радионуклидных исследований характерны для промышленно развитых стран (табл. 9.4), однако они меньше среднего значения, что в значительной степени зависит от частоты радионуклидных процедур в СССР (4 в год на 1000 человек) по сравнению с другими странами (4—400 в год на 1000 человек). Средняя годовая индивидуальная доза облучения населения СССР от радиодиагностических процедур пред-

ставлена в табл. 9.5. Однако следует отметить, что из общего количества активности введенных пациентам радионуклидов в СССР в 1981 г., составлявшего 1 050 730 ГБк (28,4 кКи), на долю ^{131}I -гиппурана приходилось 46%, ^{131}I -натрия йодида — 28% и ^{198}Au -коллоида —

Таблица 9.4. Средняя годовая индивидуальная доза облучения населения некоторых стран от медицинских диагностических процедур, мЗв

Страна	Рентгенодиагностика	Радионуклидная диагностика
СССР	1,41	0,032
Польша	0,6	—
Япония	1,8	0,02
Австралия	0,4	0,02
Швеция	0,45	0,08
Дания	—	0,06
Великобритания	0,29	—
США	—	0,15
Финляндия	1,16	—

10%. Эти данные позволяют говорить о реальной возможности снижения индивидуальной и коллективной дозы облучения путем замены упомянутых нуклидов в функциональных аналогах более выгодными, в частности $^{99\text{m}}\text{Tc}$, ^{123}I , $^{113\text{m}}\text{In}$, а также о разработке новых, более чувствительных радиодиагностических приборов, позволяющих снизить абсолютное количество радиофармпрепаратов, необходимых для проведения качественного исследования.

Что касается основных путей дальнейшего развития ядерной диагностики, то среди наиболее актуальных и перспективных направлений можно выделить следующие:

дальнейший поиск и разработка радиофармпрепаратов на основе $^{99\text{m}}\text{Tc}$, технологических методов введения данного нуклида в органические соединения;

замена ^{131}I в ряде существующих радиофармпрепаратов ^{123}I и разработка новых, меченных ^{123}I диагностических препаратов;

повышение специфичности радиофармпрепаратов (прежде всего для диагностики новообразований) путем создания меченых соединений на основе моноклональных антител;

разработка и создание технических условий использования радиофармпрепаратов на

основе ультракороткоживущих нуклидов, в частности ^{15}O , ^{13}N , ^{11}C , ^{18}F .

Последнее направление представляет особый интерес в связи с перспективами, открывающимися при использовании позитрон-излучающих нуклидов и меченных ими соединений в клинической диагностике.

Таблица 9.5. Средняя годовая индивидуальная доза облучения населения СССР от радиофармацевтических диагностических процедур, 10^{-3} мЗв

Орган	Эквивалентная доза	Эффективная эквивалентная доза
Активный костный мозг	4,9	0,59
Легкие	0,98	0,12
Щитовидная железа	507,0	15,2
Гонады	1,1	0,28
Все тело	3,5	3,51
Прочие органы	20,5	12,3
Всего	537,98	32,0

ке. Несмотря на высокую стоимость устройств для наработки упомянутых нуклидов и регистрирующей аппаратуры в мире, в том числе и в СССР, насчитывается более 40 центров в крупных медицинских учреждениях, использующих в диагностических целях и научных исследованиях позитронно-эмиссионную томографию.

Уже разработаны препараты на основе ^{11}C и ^{18}F для оценки метаболизма миокарда и головного мозга. Ведутся экспериментальные и клинические исследования 4-флюороэстрона и дегидротестостерона, меченных ^{18}F , в диагностике гормонозависимых злокачественных новообразований и гормоноспецифичных тканей. Есть данные о возможности использования некоторых психотропных соединений, меченных УКУ-нуклидами, в диагностике психических заболеваний.

В результате подобных исследований, проводимых в СССР, начаты клинические исследования с препаратами на основе ^{15}O , разработана технология получения диоксифторглюкозы, меченной ^{18}F , и других соединений.

Развитие перечисленных исследований несомненно повысит уровень ядерной диагностики, внесет ощутимый вклад в прогресс клинической медицины и биологии в целом.

Лучевая терапия злокачественных новообразований. Известно, что онкологические заболевания занимают второе место по тяжести исходов среди других заболеваний человека. Поэтому борьба со злокачественными новообразованиями — одна из важнейших задач современной медицины.

Видов ионизирующего излучения в лучевой терапии (α -, β -, γ -излучений, нейтронов, протонов, π -мезонов). Хорошие результаты получены при сочетании лучевой терапии с другими видами лечения — хирургическим, химиотерапией, гипертермией и т.п. Дальнейшее развитие этих методов свя-

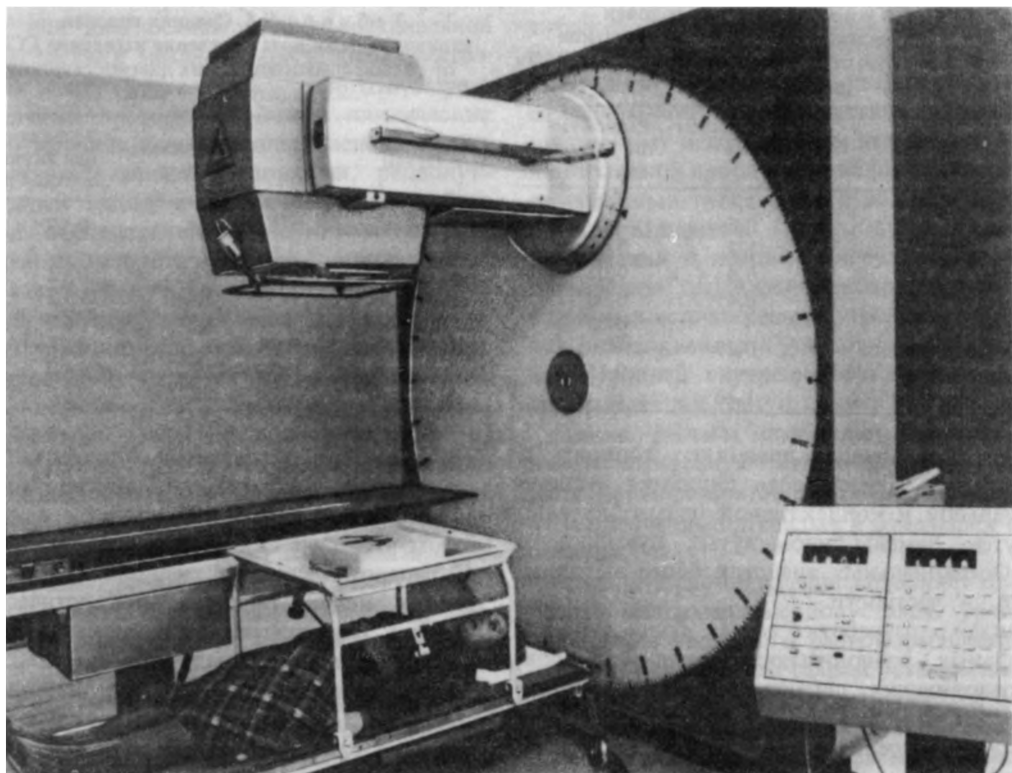


Рис. 9.8. Автоматизированный гамма-терапевтический аппарат АГАТ-Р2 с управлением от ЭВМ

Лучевая терапия занимает одно из главных мест в комплексе средств борьбы с этим тяжелейшим заболеванием. Более 75% всех онкологических больных подвергаются лечению с помощью разнообразных методов лучевой терапии. Продолжается дальнейшее развитие методик дистанционной терапии с оптимизацией программ облучения и более точным формированием полей облучения.

Высокую эффективность обеспечивают методы контактного облучения в различной форме, в том числе при внутритканевом и внутрисполостном облучении.

Значительные достижения имеются в исследованиях по использованию различных

зано как с созданием новых и совершенствованием существующих методов лечения, так и с совершенствованием технических средств для их реализации.

Наиболее широко используются аппараты для дистанционной гамма-терапии. В медицинских учреждениях СССР находится около 500 таких аппаратов, их количество продолжает увеличиваться. Большое распространение получили такие аппараты, как статический гамма-терапевтический аппарат АГАТ-С и ротационный аппарат АГАТ-Р (рис. 9.8). Во многих клиниках используется ротационный аппарат "Рокус".

Для формирования полей облучения выпускается комплект принадлежностей к

гамма-терапевтическим аппаратам, позволяющий существенно расширить возможности аппаратов по изменению диапазонов дозных распределений. Для обеспечения дозиметрического планирования разработаны и используются в клинической практике атласы дозных распределений.

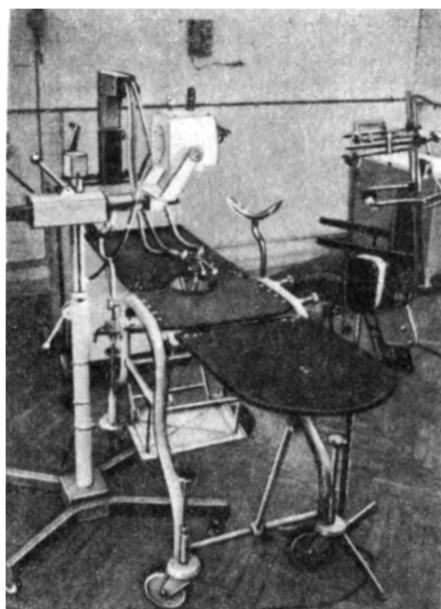


Рис. 9.9. Внутриполостной гамма-терапевтический аппарат АГАТ-В3

Методы лучевой терапии с оптимизацией программ облучения потребовали создания гамма-терапевтических аппаратов с программным управлением. Это позволяет не только формировать поля облучения с заданными параметрами, но и обеспечивать стабильность в процессе лучевого воздействия.

Во ВНИИРТ разработан и освоен в серий-

ном производстве автоматизированный аппарат АГАТ-Р1, который обеспечивает автоматическое воспроизведение многопольного облучения с изменением размера поля, лазерной системой наводки пучка. Еще более совершенным является автоматизированный аппарат АГАТ-Р2.

В перспективе должна быть осуществлена комплексная автоматизация процесса лучевой терапии путем создания системы автоматизированной аппаратуры (ЭВМ-томограф, рентгеновский центратор гамма-терапевтического аппарата, управляемые от мини-ЭВМ).

Крупным научно-техническим достижением в области радиационно-терапевтической техники явилось создание во ВНИИРТ принципиально нового вида радиологического оборудования — внутриполостных гамма-терапевтических аппаратов с малогабаритными высокоактивными источниками излучения. В нашей стране впервые освоено серийное производство такой аппаратуры. Оснащение клиник внутриполостными аппаратами типа АГАТ-В (рис. 9.9) позволило радикально решить важную социальную проблему обеспечения радиационной безопасности медицинского персонала, существенно повысить эффективность лечения злокачественных опухолей в гинекологии. Внутриполостное облучение применяется также в терапии опухолей пищевода, в урологии, проктологии, стоматологии. Для этого служит универсальный внутриполостной гамма-терапевтический аппарат АГАТ-ВУ.

Большое внимание уделяется также научно-исследовательским работам и созданию аппаратуры для контактной терапии с использованием источников β -излучения и нейтронных источников на основе ^{252}Cf .

МЕЖДУНАРОДНОЕ СОТРУДНИЧЕСТВО В ОБЛАСТИ МИРНОГО ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ

Советский Союз практически с самого начала крупномасштабных работ по использованию атомной энергии четко и однозначно проводил две основные внешнеполитические линии: запрещение ядерного оружия в целях устранения мировой угрозы термоядерной войны и широкий международный обмен опытом, достижениями в области мирного использования атомной энергии.

4 декабря 1954 г. IX сессия Генеральной Ассамблеи ООН единогласно приняла резолюцию о международном сотрудничестве в области применения атомной энергии в мирных целях. 15 января 1955 г. Советское правительство опубликовало сообщение, в котором говорилось о большом значении использования атомной энергии в мирных целях и стремлении СССР содействовать развитию международного сотрудничества в этой области. И уже в августе 1955 г. на Международную конференцию по мирному использованию атомной энергии в Женеве советскими специалистами были представлены доклады о первой в мире промышленной атомной электростанции, построенной в г. Обнинске и введенной в эксплуатацию 24 июня 1954 г.

С 1955 г. советские ученые и инженеры являются активными участниками международных конференций, семинаров, симпозиумов по основным направлениям атомной науки и техники: физике высоких энергий, ускорительной технике, управляемому термоядерному синтезу, развитию ядерной энергетики, реакторостроению, технологии производства ядерного топлива, радиохимии, применению радионуклидов и др.

Советский Союз — один из учредителей Международного агентства по атомной энергии (МАГАТЭ), созданного международным сообществом в июле 1957 г., принимает самое активное участие в развитии

его научных программ, а также в осуществлении возложенного на МАГАТЭ контроля (гарантий) за выполнением странами взятых ими обязательств по использованию атомной энергии только в мирных целях.

Наша страна активно участвует в работе специализированных и региональных организаций по мирному использованию атомной энергии: в Научном Комитете по действию атомной радиации (НКДАР), в программе ООН по окружающей среде (ЮНЕП), в Европейской организации ядерных исследований (ЦЕРН) и др.

10.1. Сотрудничество с социалистическими странами

18 января 1955 г. в СССР было опубликовано правительственное сообщение "Об оказании помощи зарубежным странам в создании научно-исследовательских центров по ядерной физике".

В соответствии с этим в апреле — июне 1955 г. были подписаны соглашения с ГДР, ЧССР, СРР и другими странами об оказании им Советским Союзом помощи в области мирного использования атомной энергии. В социалистических странах с помощью Советского Союза было построено и введено в действие 12 исследовательских реакторов и учебных реакторных установок, 16 ускорителей заряженных частиц, 5 радиохимических лабораторий.

Создание в социалистических странах собственной научно-исследовательской базы, постоянная дружеская помощь и поддержка Советского Союза — передача опыта и знаний, консультации специалистов, безвозмездная передача технической и проектной документации — дали возможность этим странам в короткие сроки поднять свою атомную науку и технику до миро-

вого уровня. В исследовательских центрах и научных учреждениях социалистических стран сложились большие коллективы квалифицированных научных работников. Это позволило переориентировать сотрудничество в области мирного использования атомной энергии между Советским Союзом и

ГДР — АЭС "Райнсберг" с реактором ВВЭР-2, 5 блоков на АЭС "Бруно Лейшнер" с реакторами ВВЭР-440;

ЧССР — 4 блока на АЭС "Богунце", 4 блока на АЭС "Дукованы" (все с реакторами ВВЭР-440);

НРБ — 5 блоков на АЭС "Козлодуй",



Заседание Постоянной комиссии СЭВ по использованию атомной энергии в мирных целях в г. Торунь (Польша), 1986 г.

этой группой стран на качественно новую основу — проведение совместных научно-исследовательских работ в области атомной науки и техники.

Главным направлением сотрудничества социалистических стран в области мирного использования атомной энергии является атомная энергетика. В этой области уже накоплен значительный опыт.

Первое соглашение о строительстве АЭС было подписано Советским Союзом с ГДР в 1956 г. Вслед за этим последовали аналогичные соглашения с ЧССР, НРБ, ВНР и другими социалистическими странами в 1960 г.

В настоящее время в странах—членах СЭВ эксплуатируются на нескольких АЭС 23 энергетических реактора:

в том числе 4 блока с реакторами ВВЭР-440, 1 блок ВВЭР-1000;

ВНР — 4 блока АЭС "Пакш" с реакторами ВВЭР-440.

В странах—членах СЭВ готовится к пуску в эксплуатацию еще ряд объектов ядерной энергетики.

Важная особенность всех соглашений с зарубежными странами о строительстве АЭС с технической помощью Советского Союза — обязательство снабжения АЭС ядерным топливом советского производства на весь период их эксплуатации.

С теми странами, где условия позволяют организовать вывоз отработавшего ядерного топлива существующими транспортными средствами, подписаны соглашения, в которых Советский Союз взял обя-

зательство безвозмездно забирать отработавшее ядерное топливо АЭС, построенных при техническом содействии Советского Союза.

Несколько позднее начались работы по использованию энергии мирного атома в Социалистической Республике Вьетнам и Республике Куба.

С помощью СССР в СРВ в г. Далате созданы атомный научно-исследовательский реактор, физический пуск которого состоялся в 1983 г., радиохимическая лаборатория и лаборатории активационного анализа и аналитической химии.

В Советском Союзе обучались большие группы вьетнамских специалистов. Они специализировались на эксплуатации атомного реактора и работе в радиохимической изотопной лаборатории.

В 1968 г. Советский Союз передал Кубе в качестве дара комплект оборудования уран-водного подкритического реактора, включая твэлы, оборудование, приборы и материалы для организации физической и радиохимической лабораторий.

С конца 70-х годов проводится стажировка кубинских специалистов в советских научно-исследовательских институтах, в частности по ядерной физике, радиационной безопасности и охране окружающей среды, биофизике, метрологии ионизирующих излучений и т.д.

В 1980 г. подписано Соглашение между Советским Союзом и Кубой о строительстве Центра ядерных исследований. Центр будет включать исследовательский реактор, критическую сборку, вычислительный центр, лабораторию по контролю окружающей среды, радиохимическую лабораторию и ряд лабораторий для исследований в области ядерной физики.

Помимо сотрудничества на двусторонней основе широкое сотрудничество Советского Союза с социалистическими странами в области мирного использования атомной энергии осуществляется в рамках Совета Экономической Взаимопомощи (СЭВ).

Для координации усилий стран-членов СЭВ по развитию мирного использования атомной энергии в 1960 г. была создана Постоянная Комиссия по использованию атомной энергии (ПК СЭВ атомэнерго). Заключен ряд многосторонних соглашений о научно-техническом и производственном

сотрудничестве, участником которых является Советский Союз.

Заключено соглашение о создании и функционировании международного центра научных исследований — Объединенного института ядерных исследований в г. Дубне (ОИЯИ). Этот институт, созданный в 1956 г., призван обеспечить совместное проведение теоретических и экспериментальных исследований в области ядерной физики, содействовать развитию ядерной физики в государствах-членах путем обмена опытом и достижениями в проведении теоретических и экспериментальных исследований.

В настоящее время участниками работ ОИЯИ являются 11 государств. Всего в институте работает около 5000 сотрудников. Институт имеет широкие международные связи и сотрудничает с рядом институтов во Франции, Финляндии, Италии и других странах.

Соглашение о создании Временного международного коллектива ученых при Центральном институте физических исследований (ЦИФИ) в Венгрии. Коллектив проводит реакторно-физические эксперименты и расчеты, необходимые для проектирования и эксплуатации реакторов типа ВВЭР, эффективно выполняет получаемые от стран заказы.

В 1980 г. к работам этого международного коллектива присоединилась Финляндия.

Соглашения об учреждении Международного хозяйственного объединения по ядерному приборостроению — "Интератоминструмент" (1972 г.). Главными задачами этой организации являются координация научно-исследовательских и конструкторских работ в области ядерного приборостроения, разработка предложений и осуществление на международной основе специализации и кооперации производства приборов и аппаратуры для атомной науки и техники. Объединение достигло значительных результатов в развитии и углублении специализации производства, в организации и проведении государственных испытаний выпускаемых изделий, расширении деятельности своих филиалов, созданных в странах по техническому обслуживанию находящейся в эксплуатации ядерной техники, в развитии взаимного товарообме-

на ядерными приборами и устройствами между странами—членами СЭВ.

Соглашение об учреждении Международного хозяйственного объединения по ядерной энергетике — "Интератомэнерго" (1973 г.).

Это объединение создано для кооперирования производства и поставок оборудования, а также для оказания технического содействия в сооружении АЭС. "Интератомэнерго" ведет работу по созданию единых норм и стандартов на проектирование, производство и эксплуатацию энергетического оборудования, арматуры, приборов и материалов для АЭС.

Соглашение о многосторонней международной специализации и кооперировании производства и взаимных поставках оборудования для АЭС на период 1981—1990 гг.

На основе международного разделения труда около 50 промышленных предприятий и объединений девяти стран объединяют свои усилия для выпуска сложного оборудования и приборов, большой номенклатуры специального оборудования.

В частности, ЧССР производит и поставляет реакторы и парогенераторы, НРБ — оборудование биологической защиты, ВНР — перегрузочные машины, ГДР — транспортно-технологическое оборудование, ПНР — теплообменное оборудование, СРР — гидроемкости аварийного охлаждения, СФРЮ — питательные и специальные насосы.

Около 50% основного оборудования для строящихся АЭС в странах-участниках Соглашения поставляется Советским Союзом.

По объемам производства и кооперированных поставок это Соглашение, заключенное на 10 лет, является наиболее крупным в рамках СЭВ. В целом специализировано производство оборудования более 140 наименований.

Соглашение о многосторонней международной специализации и кооперации производства изделий изотопной продукции. В настоящее время номенклатура изделий по этому Соглашению охватывает около 1500 наименований.

Соглашение о сотрудничестве в создании на территории СССР совместными усилиями заинтересованных стран Хмельницкой АЭС и Южно-Украинской АЭС мощ-

ностью 4 млн.кВт каждая с последующей поставкой электроэнергии в страны—участницы Соглашений.

Соглашение 1980 г. об освоении энергоблоков с водоводяными реакторами электрической мощностью 1000 МВт и о дальнейшем усовершенствовании реакторов этого типа. На основе Соглашения ведутся работы по физическим и теплогидравлическим исследованиям, разработке новых видов оборудования, технологических и эксплуатационных регламентов, исследованиям по обеспечению безопасности.

Соглашение 1980 г. о сотрудничестве при разработке реакторных установок большой мощности на быстрых нейтронах. Для проведения совместных работ используется широкая экспериментальная база: теплофизические стенды в ГДР, СССР и ЧССР, критические сборки в ГДР, СРР и СССР, материаловедческие лаборатории, стенды для испытания оборудования и приборов, реакторы BOR-60 и БН-350 в СССР.

Развернутое в 70-х годах в странах—членах СЭВ с помощью СССР строительство АЭС с реакторами ВВЭР-440 потребовало решения вопроса перевозки отработавшего ядерного топлива АЭС из социалистических стран на заводы СССР для регенерации. В ходе сотрудничества в этой области проведен большой комплекс работ по созданию и унификации транспортных средств и специальных упаковочных комплектов, разработке и согласованию "Правил безопасной перевозки отработавшего ядерного топлива от АЭС стран—членов СЭВ" железнодорожным транспортом.

Эти правила были одобрены Исполнительным Комитетом СЭВ. Разработана также вторая часть Правил, которая касается безопасной перевозки отработавшего ядерного топлива АЭС стран—членов СЭВ морским транспортом с учетом перегрузки в железнодорожные вагоны.

Совместно с НРБ, ВНР, ГДР, ПНР и ЧССР проведены работы по усовершенствованию технологии и аппаратуры радиохимической переработки отработавшего ядерного топлива, разработаны типовые технологические схемы очистки и подготовки к захоронению радиоактивных отходов АЭС, способы их захоронения в геологические формации, методы и технические средства дезактивации помещений и оборудования АЭС.

Придавая большое значение поиску новых эффективных источников энергии, страны-члены СЭВ объединили свои усилия по исследованиям в области физики плазмы и управляемого термоядерного синтеза. В соответствии с двусторонними договорами, заключенными ГКАЭ СССР с соответствующими ведомствами НРБ, ВНР, ГДР, СРР, ПНР и ЧССР, ученые этих стран принимают участие в создании крупной термоядерной установки Токамак-15, в проведении совместных исследований и будут участвовать в дальнейшем в разработке проектов новых перспективных термоядерных реакторов для производства электроэнергии.

В соответствии с программой сотрудничества стран-членов СЭВ и СФРЮ в области охраны окружающей среды и связанного с этим рационального использования природных ресурсов осуществлена разработка ряда основополагающих нормативно-технических, методических и организационных документов по радиационной безопасности АЭС, дозиметрии, обеспечению радиационной безопасности при использовании источников ионизирующих излучений в медицине и промышленности.

В ходе сотрудничества стран-членов СЭВ по вопросам радиационной безопасности в рамках ПК СЭВатомэнерго разработаны единые критерии дозиметрического контроля окружающей среды в районах расположения АЭС и местах захоронения радиоактивных отходов; нормативы по уровням радиоактивных выбросов и сбросов от АЭС в окружающую среду, при которых необходимо информировать другие страны-члены СЭВ; единые санитарные правила устройства и эксплуатации радиационно-технологических установок. Систематически проводится совместное изучение радиационной обстановки в бассейнах р. Дунай и в Балтийском море.

Значительное место в сотрудничестве занимает применение достижений атомной науки и техники в различных отраслях народного хозяйства стран-членов СЭВ: широкого ассортимента радиоизотопной аппаратуры для контроля технологических процессов, гамма-терапевтических аппаратов и гамма-дефектоскопов, радиационно-технологических установок для получения новых материалов, стерилизации медицин-

ских изделий, повышения урожайности сельскохозяйственных культур и предотвращения потерь пищевых продуктов.

Большое внимание уделяется развитию фундаментальных исследований. Так, в области физики высоких энергий и элементарных частиц проводятся совместные работы с НРБ и ГДР, в области физики твердого тела — с ВНР, ГДР и ЧССР, в ядерной физике низких и средних энергий — с НРБ, ВНР, ГДР, СРР, ПНР и ЧССР.

Сотрудничество стран-членов СЭВ за прошедшие 25 лет дало хорошие результаты, оно непрерывно развивается и совершенствуется, способствует концентрации усилий на важнейших направлениях, ускорению решения больших народнохозяйственных вопросов, внедрению новейших достижений атомной науки и техники в самые различные отрасли народного хозяйства стран-членов СЭВ.

Перспективы дальнейшего развития сотрудничества стран-членов СЭВ в области мирного использования атомной энергии ясно определены. Они сосредоточены в первую очередь на выполнении задач, вытекающих из решений Экономического совещания стран-членов СЭВ на высшем уровне, на концентрации усилий в осуществлении мероприятий "Комплексной программы научно-технического прогресса стран-членов СЭВ до 2000 года".

В принятой СЭВ в 1985 г. "Комплексной программе научно-технического прогресса стран-членов СЭВ до 2000 года" атомная энергетика указана в качестве одного из приоритетных направлений развития.

Главная цель сотрудничества социалистических стран в этой области — глубокая качественная перестройка энергетического хозяйства стран-членов СЭВ, повышение эффективности и надежности энергоснабжения, сокращение использования органического топлива, улучшение теплоснабжения городов, охрана окружающей среды и рациональное использование энергии.

Для достижения указанной цели поставлены задачи совместными усилиями обеспечить:

совершенствование и дальнейшее сооружение АЭС с реакторами водо-водяного типа с повышенной технико-экономической эффективностью, безопасностью, высокой

степенью стандартизации и унификации оборудования и качественно новыми высоконадежными системами управления, контроля и автоматизации технологических процессов;

улучшение использования урана, создание новых, эффективных методов и средств переработки, транспортировки и захоронения радиоактивных отходов, а также решения проблем демонтажа после установленных сроков эксплуатации отработавших атомных энергетических объектов;

создание надежных и безопасных экономических атомных установок для теплоснабжения с транспортировкой тепла на дальние расстояния;

разработку оборудования для быстрых реакторов, а также высокотемпературных ядерных энергетических установок многоцелевого назначения, проведение исследований в целях создания новых видов источников энергии на базе управляемого термоядерного синтеза.

10.2. Сотрудничество с капиталистическими и развивающимися странами

Развитие современной науки показало, что многие актуальные научные и технические проблемы можно эффективнее и в более короткие сроки решить на основе творческого сотрудничества и объединения усилий ученых разных по своей социально-политической структуре стран. Это в равной мере справедливо для развивающихся и для промышленно развитых стран.

Активное участие нашей страны в международном сотрудничестве со многими странами в области мирного атома началось с 1955 г. Соглашения, заключаемые Советским Союзом со странами, на первом этапе предусматривали взаимное ознакомление ученых с научно-техническими достижениями стран-участниц, а сейчас предусматривают проведение совместных работ, стажировку специалистов, обмен материалами и оборудованием для исследовательских целей, подготовку кадров, обмен проектной и научно-технической документацией и т.д.

Формы сотрудничества определяются характером решаемых задач, состоянием ма-

териальной базы партнеров, уровнем научных исследований или разработок.

В области реакторной науки и техники Советский Союз сотрудничает с Францией, Японией, Финляндией, Бельгией, Нидерландами, ФРГ, США и др.

Активно осуществляется сотрудничество в области управляемого термоядерного синтеза с США, Японией, странами Евратома.

Сотрудничество в области физики высоких энергий осуществляется как на двусторонней, так и на многосторонней основе. Советские и американские ученые провели большое количество совместных экспериментов на советских и американских ускорителях заряженных частиц.

Сотрудничество в области физики высоких энергий с западно-европейскими учеными осуществляется на многосторонней основе через Европейскую организацию ядерных исследований (ЦЕРН).

Помимо соглашений на государственном и ведомственном уровне осуществляется научно-техническое сотрудничество между отдельными советскими научными учреждениями и научными организациями других стран, например, между Институтом физики высоких энергий и Научно-исследовательским центром в Сакле (Франция), ИАЭ им. И.В. Курчатова и Институтом Лауэ-Ланжевена (Франция), ИТЭФ и Исследовательским Центром ДЭЗИ (ФРГ), ИТЭФ и Институтом Густава Вернера (Швеция).

Советские ученые и специалисты участвуют в большинстве наиболее важных международных конференций, совещаний и симпозиумов, проводимых в капиталистических странах по различным направлениям атомной науки и техники.

Сотрудничество с развивающимися странами в мирном использовании атомной энергии началось в 1956 г., когда было подписано двустороннее соглашение с Арабской Республикой Египет, в соответствии с которым АРЕ передана разработанная в Советском Союзе проектная документация на строительство экспериментальных ядерных установок, поставлено значительное количество оборудования, приборов и материалов. В 1961 г. с помощью Советского Союза недалеко от Каира был создан Атомный исследовательский центр. Одновременно со строитель-

ством Центра проводилась большая работа по подготовке в Советском Союзе национальных научных кадров для работы на его установках и в лабораториях.

В Центре были проведены совместные научно-исследовательские работы советских и египетских специалистов, в частности в области физики плазмы, нейтронной физики, теории и методов расчета реакторов и др., которые получили широкое научное признание.

Каирский атомный центр, созданный при техническом содействии Советского Союза, являлся в то время единственным на Африканском континенте и самым крупным на всем Ближнем и Среднем Востоке.

В 1959–1961 гг. были заключены двусторонние межправительственные соглашения с Ганой, Индонезией и Ираком по созданию в этих странах при техническом содействии СССР аналогичных атомных центров.

В Республике Гана была сооружена и в апреле 1965 г. сдана в эксплуатацию станция наблюдения за радиоактивными выпадениями. Было поставлено различное оборудование для ядерного научно-исследовательского Центра.

В Индонезии в ноябре 1961 г. был пущен уран-водный подкритический реактор. Было поставлено оборудование для научного центра на базе исследовательского реактора мощностью 2 МВт.

Современный научно-исследовательский атомный центр построен в 1967 г. в Ираке вблизи Багдада. Основными технологическими сооружениями его явились реактор бассейнового типа мощностью 2 МВт и радиохимическая изотопная лаборатория. Советский Союз обеспечил подготовку иракских национальных научных и технических кадров, что дало возможность после пуска центра в эксплуатацию начать проведение в нем совместно с советскими специалистами научно-исследовательских работ в области ядерной физики, использования ионизирующих излучений в медицине, сельском хозяйстве, промышленности.

В 1978 г. при техническом содействии советских специалистов осуществлена реконструкция исследовательского реактора в Багдадском ядерном центре.

Соглашения о сотрудничестве и оказании технического содействия в области мир-

ного использования атомной энергии были подписаны с рядом развивающихся стран. Так, в Марокко, Бирме, Пакистане и Ираке при содействии Советского Союза в порядке безвозмездной технической помощи построены медицинские радиологические лечебные центры, оснащенные современным диагностическим и терапевтическим оборудованием.

В 1984 г. в Ливии был сдан в эксплуатацию сооруженный с технической помощью СССР исследовательский атомный центр "Тажура" с исследовательским реактором, критсборкой, нейтронным генератором, термоядерной установкой типа "Токамак", а также комплекс лабораторий. Введен в действие Информационно-вычислительный центр для сбора, обработки и хранения информации, получаемой при проведении экспериментов на установках и в лабораториях.

В 1983 г. заключено межправительственное советско-сирийское Соглашение в области использования атомной энергии в мирных целях.

Сотрудничество Советского Союза с капиталистическими и развивающимися странами в области мирного использования атомной энергии имеет хорошие перспективы для дальнейшего развития.

10.3. Сотрудничество с МАГАТЭ

С создания в 1957 г. Международного агентства по атомной энергии (МАГАТЭ) Советский Союз, являющийся одним из его учредителей, принимает постоянное и активное участие в его деятельности. Агентство в настоящее время является ведущей международной организацией по сотрудничеству в мирном использовании атомной энергии, по контролю за нераспространением ядерного оружия.

Одним из важнейших аспектов деятельности МАГАТЭ является оказание технической помощи развивающимся странам по развитию работ в области использования атомной энергии в мирных целях, включая ее применение в производстве электроэнергии, в медицине, сельском хозяйстве, промышленности и других областях.

Советский Союз безвозмездно постав-

ляет развивающимся странам установки, оборудование и материалы, принимает на обучение стажеров и организует учебные курсы для специалистов из развивающихся стран.

Ежегодно в Советском Союзе проводится 3—4 учебных мероприятия МАГАТЭ, в которых обычно принимают участие свыше 100 специалистов из 40—50 стран—членов МАГАТЭ.

Придавая большое значение роли МАГАТЭ в развитии научно-технического сотрудничества между государствами-членами, наша страна выступает с активной поддержкой основных направлений его деятельности в области мирного использования атомной энергии.

В настоящее время, после аварии на Чернобыльской АЭС, особое внимание уделяется работам по безопасности ядерной энергетики и эти работы получают качественно новое развитие. В соответствии с инициативами Советского Союза осуществляются мероприятия под эгидой МАГАТЭ по созданию международного режима безопасного развития ядерной энергетики.

В сентябре 1986 г. на Специальной сессии Генеральной конференции Международного агентства по атомной энергии были подписаны Конвенция об оперативном оповещении о ядерной аварии и Конвенция о помощи в случае ядерной аварии или радиационной аварийной ситуации. Последовательное расширение и развитие научных программ МАГАТЭ в области ядерной безопасности, включая международный обмен информацией, стало одним из важных элементов международного режима безопасного развития ядерной энергетики.

Советские ученые и специалисты принимают активное участие в деятельности и мероприятиях Агентства, связанных как с ядерной энергетикой, базирующейся на реакции деления, так и с термоядерной энергетикой, в частности в организации и разработке проекта ИНТОР — термоядерного демонстрационного реактора типа "Токамак".

Проект ИНТОР является хорошим примером международного сотрудничества в работе, направленной на использование управляемого термоядерного синтеза в мирных целях, на получение этого по су-

ществу неисчерпаемого источника энергии на благо всего человечества.

Одной из основных мер по уменьшению угрозы войны, сдерживанию гонки ядерных вооружений является предотвращение распространения ядерного оружия. В своем подходе к этой проблеме Советский Союз исходит из того, что ее решение является составной частью глобальной задачи сохранения мира и упрочения международной безопасности.

Проблема нераспространения ядерного оружия возникла по существу одновременно с появлением ядерного оружия, но особую остроту она приобрела в 60-е годы, когда ядерные материалы, оборудование и технология стали предметами широкого международного обмена.

В результате сложных и длительных переговоров в рамках ООН и в Комитете по разоружению был разработан проект Договора о нераспространении ядерного оружия. С 1 июля 1968 г. Договор был открыт для подписания в столицах трех держав-депозитариев — Москве, Вашингтоне и Лондоне. Он вступил в силу 5 марта 1970 г.

Договор о нераспространении ядерного оружия является одним из важнейших международных соглашений в области ограничения гонки вооружений. Его назначение — не допустить появления новых государств, обладающих ядерным оружием.

Статья I Договора налагает на государства, обладающие ядерным оружием, обязательство не передавать кому бы то ни было ядерное оружие или другие ядерные взрывные устройства, а также контроль за таким оружием или взрывными устройствами, не побуждать другие государства к его производству или приобретению какими-либо способами.

Статья II содержит обязательства неядерных государств не производить и не приобретать ядерного оружия или других ядерных взрывных устройств.

На международной арене Советский Союз делал и делает все от него зависящее, чтобы не только препятствовать распространению ядерного оружия, но и остановить гонку вооружений, добиться реального разоружения.

Одной из первоочередных мер в области ядерного разоружения СССР считает пре-

крашение и запрещение испытаний ядерного оружия.

Советский Союз активно участвовал в разработке международного соглашения по дальнейшему укреплению контроля за ядерным экспортом, которое было оформлено в виде принятия руководящих принципов ядерного экспорта. Соглашение предусматривает, что неядерные государства—получатели ядерных материалов, оборудования и технологии от стран—участниц договоренности принимают обязательство о том, что они не будут использовать эти материалы, оборудование и технологию для создания ядерных взрывных устройств. Эти страны принимают гарантии МАГАТЭ в отношении ядерных поставок, обеспечивают физическую защиту получаемых материалов, оборудования и технологии на уровне не ниже рекомендаций Агентства. Предусмотрено также, что в случае реэкспорта поставленных ядерных материалов, оборудования и технологии, указанные выше условия будут также соблюдаться.

В январе 1982 г. Совет Министров СССР утвердил "Положение об экспорте ядерных материалов, технологии, оборудования, установок, специальных неядерных материалов и услуг".

Важнейшим элементом режима нераспространения ядерного оружия являются международные гарантии Международного агентства по атомной энергии. Гарантии МАГАТЭ представляют собой систему политических, юридических и технических мер, осуществляемых Агентством в соответствии с его Уставом и Договором о нераспространении ядерного оружия с целью проверки выполнения государствами обязательств по непереклечению атомной энергии с мирного применения на ядерное оружие или другие ядерные взрывные устройства.

Наша страна выразила готовность в качестве акта доброй воли поставить под контроль Агентства часть своей мирной ядерной деятельности. Это решение вытекает из основных целей внешней политики Советского Союза, направленной на обеспечение международной безопасности и всеобщего мира, на сдерживание гонки вооружений и разоружение, на всестороннее развитие международного сотрудничества и научно-технического сотрудничества.

Советский Союз подписал соглашение о применении гарантий МАГАТЭ на часть своих мирных ядерных установок, стремясь придать контролю МАГАТЭ более универсальный характер и предоставить возможность инспекторам МАГАТЭ приобрести опыт инспекций на новых типах установок, которые Советский Союз экспортирует или планирует экспортировать в другие страны.

Таковы важнейшие составные части международного режима нераспространения в том виде, как они сложились в настоящее время. Этот режим стал эффективным барьером на пути распространения опаснейшего вида оружия массового уничтожения. Во многом благодаря ему за последние два десятилетия в мире не появилось ни одного нового государства, обладающего ядерным оружием, однако опасность появления таких государств все еще сохраняется и это требует дальнейших усилий по поддержанию режима нераспространения.

10.4. Международное сотрудничество в области ядерной безопасности

Атомная энергетика одна из самых молодых отраслей промышленности, занявшая видное место среди многих других отраслей, включая и так называемую классическую энергетiku, использующую органические виды топлива и гидроэнергию падающей воды.

Удельный вес промышленной атомной энергетики в мировом производстве электрической энергии в 1986 г. составил около 15%.

А ведь это достигнуто за срок немногим более 30 лет.

За эти 30 лет атомная энергетика получила развитие не только во всех западных промышленно развитых странах, не только в большинстве стран—членов СЭВ, но и в ряде развивающихся стран. Ныне атомные электростанции работают в 26 странах мира, где количество атомных энергоблоков в начале 1986 г. выросло до 350, а установленная электрическая мощность достигла более 250 млн. кВт. Эта величина равна установленной мощности электростанций всех видов таких ведущих

стран как Великобритания, Франция и ФРГ, вместе взятых. В то же время использование атомной энергии, и это хорошо всем известно, является потенциально наиболее опасным видом энергии. Поэтому при проектировании, сооружении и эксплуатации АЭС особое внимание уделяется обеспечению надежности и гарантированной безопасности эксплуатации АЭС и защите окружающей среды.

Вопросы надежности и безопасности атомных электростанций всегда были краеугольными, важнейшими при создании и эксплуатации АЭС. Им принадлежало центральное место и в программах международного сотрудничества. Конструкторы, проектировщики и технологи, создатели атомных электростанций и ядерных реакторов предусматривали все необходимые, по их мнению, меры защиты. И все же аварий избежать не удастся.

1957 г. В Уиндскэйле (Великобритания) произошла авария на реакторе с выбросом радиоактивных продуктов деления.

1959 г. В Санта-Сюзане (США) расплавилась часть тепловыделяющих элементов.

1961 г. В Айдахо-Фолсе (США) — взрыв в реакторе.

1966 г. Частично расплавилась активная зона реактора "Энрико Ферми", Детройт (США).

1979 г. На АЭС в Тримайл айленд (США) расплавилась активная зона.

1982 г. На реакторе "Джина" (США) разорвалась труба парогенератора и радиоактивный пар попал в атмосферу.

С 1971 по 1984 гг. в 14 странах произошла 151 авария с различными, и в том числе тяжелыми, последствиями для людей и окружающей среды.

Как всегда, при освоении новых и сложных технологий в истории человечества появлялись противники, люди, боящиеся новых явлений, введения в жизнь новой невиданной ранее техники, технологии. История знает много всяких событий, тормозивших появление таких новых видов техники, как скажем, железных дорог, электрического освещения в домах и на улицах городов и т.д. И сейчас во многих странах Европы, Америки, Азии есть люди, которые категорически против использования атомной энергии для получения электрической энергии. Есть, конечно, такие

люди и у нас в Советском Союзе, хотя их не очень много.

Особенно сильный импульс против использования атомной энергии получило движение сопротивления в результате происшедшей трагедии на Чернобыльской АЭС.

Авария 26 апреля 1986 г. на четвертом блоке Чернобыльской АЭС Украинской ССР привела к тяжелым последствиям. Разрушение реактора РБМК вызвало радиоактивное загрязнение территории вокруг станции, в результате были выведены из оборота сельскохозяйственные угодья, остановлена работа предприятий и строек. Из 30-километровой зоны от центра аварии пришлось эвакуировать несколько десятков тысяч человек.

Авария на Чернобыльской АЭС произошла из-за целого ряда допущенных работниками этой атомной электростанции грубых нарушений правил эксплуатации реакторной установки.

Катастрофические размеры авария приобрела в связи с большим положительным паровым эффектом реактивности реактора РБМК, а главное из-за грубых нарушений персоналом АЭС технологического регламента эксплуатации.

Сразу после аварии Советское правительство пригласило в Москву руководство МАГАТЭ во главе с генеральным директором Хансом Бликсом. 8 мая 1986 г. делегация МАГАТЭ прибыла в г. Киев и затем на вертолете направилась к месту аварии, к четвертому блоку Чернобыльской АЭС. После ознакомления с положением на месте аварии, получения подробной информации, ознакомления с технической документацией делегация МАГАТЭ получила полное представление о случившемся. Генеральный директор МАГАТЭ смог дать правдивую информацию о положении дел и о тех срочных мерах, которые приняли советские специалисты в первые часы и дни после катастрофы.

В выступлении по советскому телевидению 14 мая 1986 г. по поводу аварии на Чернобыльской АЭС М.С. Горбачев сказал: "... это еще один удар колокола, еще одно грозное предостережение о том, что ядерная эпоха требует нового политического мышления и новой политики ...". "Для нас непререкаемый урок Чернобыля состоит в том, что в условиях дальнейшего

развертывания научно-технической революции вопросы надежности техники, ее безопасности, вопросы дисциплины, порядка и организованности приобретают первостепенное значение. Нужны самые строгие требования везде и во всем.

Далее. Мы считаем необходимым выступить за серьезное углубление сотрудничества в рамках Международного агентства по атомной энергии (МАГАТЭ)". О чем можно было бы подумать?

Необходимо создать международный режим безопасного развития ядерной энергетики на основе тесного сотрудничества всех государств, занимающихся атомной энергетикой. В рамках такого режима необходимо наладить систему оперативного оповещения и предоставления информации в случае аварии и неполадок на АЭС, в особенности, когда это сопровождается выходом радиоактивности. В равной мере требуется отладить международный механизм как на двусторонней, так и на многосторонней основе, в целях быстрейшего оказания взаимной помощи при возникновении опасных ситуаций.

Для обсуждения всего этого комплекса вопросов было предложено создать высокоавторитетную специальную международную конференцию в Вене под эгидой МАГАТЭ в сентябре 1986 г.

В результате рассмотрения всех подробностей аварии и обсуждений состояния дел было решено, что СССР направит в МАГАТЭ подробную техническую информацию об аварии и ее последствиях, которая будет рассмотрена на специальном совещании технических экспертов стран-членов МАГАТЭ. Такая информация была направлена, обсуждена и доложена на специальной сессии Генеральной конференции МАГАТЭ в конце сентября 1986 г.* На этой сессии, созванной по инициативе Генерального секретаря ЦК КПСС М.С. Горбачева, принята программа укрепления международного режима безопасного развития ядерной энергетики, предложенная Советским Союзом.

Сессия Генеральной конференции МАГАТЭ явилась важным шагом на пути осуществления советских инициатив по

безопасному развитию ядерной энергетики, подтвердила мнение подавляющего большинства стран, что ядерная энергетика будет и впредь развиваться, обратила внимание на необходимость повышения ядерной безопасности, подчеркнула важность дальнейшего укрепления международного сотрудничества в этой области.

На сессии были рассмотрены и единодушно приняты две международные конвенции: об оперативном оповещении о ядерной аварии и о помощи в случае ядерной аварии.

Эти конвенции были предложены и разработаны при активном участии делегации Советского Союза. Они ратифицированы Президиумом Верховного Совета СССР и вступили в силу 15 декабря 1986 г.

В Конвенции об оперативном оповещении указано, что она применяется в случае любой аварии на ядерных установках, в результате которой может произойти выброс радиоактивных веществ с трансграничными последствиями. Это в первую очередь относится к возможным аварийным трансграничным переносам радиоактивных веществ из ядерных реакторов, установок ядерного топливного цикла и установок по обращению с радиоактивными отходами. Конвенция распространяется и на выбросы, которые могут произойти при перевозке и хранении топлива и радиоактивных отходов, в процессе изготовления, применения, хранения, удаления и перевозки радиоизотопов, в том числе при их использовании для выработки энергии в космических объектах.

В ходе обсуждения проекта некоторые эксперты выступали за включение в конвенцию обязательства оповещать о трансграничных переносах радиоактивности в случае аварий, связанных с изготовлением ядерного оружия и его испытаниями. В результате достигнутого компромисса в конвенцию была включена статья, согласно которой государства, обладающие ядерным оружием, уведомляют другие страны об авариях с ним (и ядерных взрывах), если это связано с трансграничными последствиями.

В Конвенции детально определен характер информации, которая должна незамедлительно предоставляться непосредственно МАГАТЭ или через МАГАТЭ тем государ-

* Подробное изложение этой информации помещено в журнале "Атомная энергия", 1986. Т. 61. С. 301-320.

ствам, которые подверглись или могут подвергнуться воздействию радиоактивных выбросов в результате аварии.

В Конвенции о помощи в случае ядерной аварии определены: порядок обращения за помощью, ее предоставление и возмещение затрат, предусмотрено создание в государствах—участниках материальных фондов помощи.

В обеих конвенциях есть обязательство государств—участников определить компетентный орган и пункт связи, через которые должны проходить оповещения и информация.

В обеих конвенциях важная роль отводится МАГАТЭ.

В ходе специальной сессии Генеральной конференции МАГАТЭ глава советской делегации заместитель Председателя Совета Министров СССР Б.Е. Щербина сделал заявление, что наряду с обязательствами по конвенциям Советский Союз заявил о готовности оповещать о всех случаях ядерных аварий, если в результате таких аварий возникнет угроза трансграничного переноса радиоактивности.

Приняв обе конвенции, мировое сообщество сделало первый практический шаг на пути реализации советских предложений по созданию международного режима безопасного развития ядерной энергетики. Принятие конвенции — важная веха в разработке правовых основ укрепления и углубления международного сотрудничества, направления на обеспечение полной и всесторонней ядерной и радиационной безопасности.

В Заявлении Советского правительства от 30 сентября 1986 г. подчеркивается: "... разработка коллективными усилиями в столь короткие сроки конвенций об оповещении и о помощи в случае ядерных аварий, их одобрение Генеральной конференцией МАГАТЭ и подписание большим числом государств являют убедительный пример совместного и эффективного решения актуальных проблем современности".

Объективно оценивая весь ход работы и итоги специальной сессии МАГАТЭ, можно сделать однозначный вывод о том, что конструктивная и деловая линия Советского Союза, других социалистических и развивающихся стран сыграла большую позитивную роль в успехе этой сессии.

Сразу же, как только произошла авария на Чернобыльской АЭС, силами многих организаций с участием пожарных и воинских частей в 1986 г. была проделана огромная работа по ликвидации ее последствий. К концу 1986 г. было отрезвизовано, проверено и отремонтировано все оборудование, приборы, вся техника двух первых блоков Чернобыльской АЭС, и в результате оба энергоблока были задействованы на полную проектную мощность.

В январе 1987 г. по приглашению Советского правительства в СССР прибыла делегация МАГАТЭ во главе с Х. Бликсом. Делегация подробно ознакомилась с комплексом всех мероприятий и работ, проделанных советскими людьми в связи с аварией четвертого блока ЧАЭС.

Делегацию принял Председатель Совета Министров СССР Н.И. Рыжков. Делегация осмотрела все объекты ЧАЭС, она получила подробную информацию от главного инженера ЧАЭС и других специалистов станции. Делегации было сообщено о том, что третий блок ЧАЭС, находящийся в непосредственной близости от аварийного четвертого блока, будет пущен в эксплуатацию в конце 1987 г. Делегация МАГАТЭ отметила, что ремонт и восстановление первого и второго энергоблоков проведены на высоком уровне; что касается четвертого блока, то он надежно захоронен, и выброс радиоактивности составляет всего 3 мКи в день, а это, подчеркнула делегация, в 10 раз меньше выбросов от нормально работающих АЭС. Система безопасности четвертого блока находится на высоком уровне надежности. В пресс-центре МИД СССР в Москве была проведена встреча делегации с журналистами, где Х. Бликс заявил, что хотя МАГАТЭ и занимается только мирным использованием атомной энергии, тем не менее он считает, что очень важен каждый встречный шаг на пути к безъядерному веку. Чернобыль может быть примером нового мышления и доверия, если иметь в виду единодушные решения специальной сессии МАГАТЭ в сентябре 1986 г.

Авария на Чернобыльской АЭС показала, как страшна неукротенная атомная энергия, которая по воле руководителей агрессивных, милитаристских стран, а такое может случиться, вырвавшись из ядерного оружия и использованная в военных

целях, может принести нашей Земле, всем людям Планеты неисчислимые разрушения и бедствия.

В своем выступлении по советскому телевидению 14 мая 1986 г. М.С. Горбачев заявил: "Наши предложения о полной ликвидации ядерного оружия, прекращении ядерных взрывов, создании всеобъемлющей системы международной безопасности отвечают тем неумолимо строгим требованиям, которые предъявляет к политическому руководству всех стран ядерный век".

10.5. Сотрудничество в области научно-технической информации

В настоящее время научно-информационная деятельность рассматривается в качестве одного из важнейших ресурсов общества, как самостоятельная отрасль индустрии знаний, обслуживающая интеллектуальные и материальные виды деятельности и осуществляющая связь между ними.

Развитие международного сотрудничества в области информации по атомной науке и технике осуществляется как неотъемлемая составная часть научно-технического и экономического сотрудничества Советского Союза в мирном использовании атомной энергии.

Началом информационных связей СССР в области атомной науки и техники можно считать представительное участие советских ученых и специалистов в работе Первой международной конференции по мирному использованию атомной энергии (Женева, 1955 г.), на которую с советской стороны было представлено более ста докладов.

Другим проявлением готовности Советского правительства к взаимовыгодному сотрудничеству и обмену информацией по фундаментальным проблемам атомной науки и техники стало выступление И.В. Курчатова в Великобритании в атомном центре в Харуэлле в 1956 г. В своем докладе академик И.В. Курчатов представил мировой научной общественности уникальную информацию о результатах исследований и разработок в области управляемого термоядерного синтеза в СССР.

В развитии внешних информационных связей со стороны Государственного коми-

тета по использованию атомной энергии СССР (ГКАЭ СССР) ведущая роль принадлежит Центральному научно-исследовательскому институту информации и технико-экономических исследований по атомной науке и технике (ЦНИИатоминформ ГКАЭ СССР).

В качестве центрального отраслевого органа научно-технической информации (НТИ) и Национального центра ИНИС в Советском Союзе, ЦНИИатоминформ поддерживает информационные связи со всеми научными, проектными и промышленными организациями ГКАЭ СССР, участвующими в международном научно-техническом сотрудничестве, содействует внедрению в народное хозяйство передового отечественного и зарубежного опыта и результатов международного сотрудничества.

Двусторонний обмен информацией по атомной науке и технике

В настоящее время осуществляется обмен информацией и сотрудничество более чем с 60 зарубежными государственными атомными организациями, научными центрами, высшими учебными заведениями, органами информации и международными атомными организациями, расположенными в 34 странах мира.

С развитыми капиталистическими странами, такими как Великобритания, Бельгия, Дания, Канада, Нидерланды, Франция, ФРГ, Япония и др., обмен ведется по взаимно согласованной тематике и на эквивалентной основе, т.е. количество направляемой и получаемой информации поддерживается примерно на равном уровне.

В порядке оказания научно-технического содействия социалистическим и развивающимся странам информация предоставляется им без соблюдения принципа эквивалентного обмена. Так, например, в ряд стран, такие как Болгария, МНР, КНДР, Ирак и некоторые другие, отечественная научно-техническая информация по теоретическим и прикладным вопросам мирного использования атомной энергии направляется советской стороной в одностороннем порядке.

В целом в результате двустороннего обмена вводится в отраслевой информа-

ционный фонд и передается в научные и проектные организации более 1000 наименований зарубежных научно-технических публикаций, примерно четверть которых поступает из социалистических и развивающихся стран. Как правило, это публикации ограниченного распространения, предоставляемые партнерами в оригинале, в нескольких экземплярах и в более короткие сроки, чем они становятся доступными через Международную систему ядерной информации (ИНИС). В этом заключается определенное преимущество двустороннего обмена информацией перед многосторонним.

Участие Советского Союза в Международной системе ядерной информации (ИНИС) является одним из основных направлений многостороннего сотрудничества в области информации, осуществляемого в рамках Международного агентства по атомной энергии (МАГАТЭ).

Разработка основных принципов построения системы была начата в 1965 г., когда МАГАТЭ пригласило для этих целей консультантов из СССР и США. В дальнейшем проектировании ИНИС приняли участие представители многих государств — членов МАГАТЭ, а также международных организаций.

В основе ИНИС лежит широкое международное сотрудничество. Система построена на концепции децентрализованной информационной сети, основными элементами которой являются Национальные центры и Центры обработки информации в международных организациях — членах ИНИС, а также центральное звено, функции которого выполняет МАГАТЭ.

В настоящее время участниками ИНИС являются 74 государства — члена МАГАТЭ и 14 международных организаций.

За весь период существования ИНИС в ее базу данных введено более 1 млн. информационных документов, в том числе журнальные статьи, научные отчеты, препринты, тезисы и доклады научных конференций, патенты, нормативные документы, диссертации и другие научно-технические публикации.

В связи с участием в ИНИС в 1970—1972 гг. на территории СССР была создана

сеть Информационных центров, включающая в себя Национальный, 14 Республиканских и 4 Ведомственных центра ИНИС. Эти центры, используя прямые связи с производителями и пользователями научно-технической информации в области мирного использования атомной энергии, обеспечивают выполнение задачи по сбору, обработке и вводу в ИНИС отечественной информации, а также по распространению в СССР всей выходной продукции системы. Через Национальный, Республиканские и Ведомственные центры ИНИС в сферу информационных связей вовлечены научные, проектные и промышленные организации системы ГКАЭ СССР, Министерства геологии СССР, Министерства здравоохранения СССР, Министерства энергетики и электрификации СССР, Госагропрома СССР, других ведомств и отраслей народного хозяйства, в том числе организации Академии наук СССР, академий наук и ведомств союзных республик, высшие учебные заведения, центральные, республиканские и ведомственные издательства научно-технической литературы по атомной тематике.

В результате участия в ИНИС советские ученые и специалисты ежегодно получают около 70 тыс. библиографических и реферативных описаний научно-технических публикаций, изданных более чем 50 зарубежными странами и международными организациями. При этом полные тексты свыше 12 тыс. труднодоступных зарубежных публикаций, подавляющая часть которых издана развитыми капиталистическими странами, доступны потребителям информации в копиях на микрофишах.

Постоянными абонентами Национального центра ИНИС являются свыше 100 научных, проектных и промышленных организаций, медицинских учреждений и высших учебных заведений Советского Союза.

Придавая большое значение успешному функционированию и дальнейшему совершенствованию ИНИС, Советский Союз в тесном сотрудничестве с другими социалистическими странами активно участвует в процессе коллективного управления международной системой информации в области использования атомной энергии.

10.6. Выставки "Атом—миру" и их роль в развитии международного сотрудничества

Более тридцати лет прошло с того времени, когда Государственный комитет по использованию атомной энергии СССР начал осуществлять деятельность по пропаганде достижений советской атомной науки и техники на выставках, организуемых как в нашей стране, так и за рубежом.

Выставки по атомной тематике удовлетворяют растущий интерес к изучению и познанию одной из самых молодых, передовых и сложных областей деятельности человека, какой является современная атомная наука и техника, то есть удовлетворяют запросы массового посетителя.

Выставки последних десятилетий, особенно международные, выполняют еще и важную идеологическую задачу. Посредством демонстрации научно-технического и экономического потенциала Советского Союза в области мирного использования атомной энергии выставки утверждают преимущества социалистической системы хозяйствования, пропагандируют гуманные цели великого открытия нашего века — использования атомной энергии на благо человечества, на благо мира и прогресса.

География выставок СССР "Атом—миру" включает 88 городов 54 стран мира — социалистических, развивающихся и капиталистических всех пяти континентов.

Начало положила первая Международная конференция по мирному использованию атомной энергии 1955 г. (в Женеве). Советские экспозиции на Женевских конференциях по мирному использованию атомной энергии 1955, 1958, 1964 и 1971 годов продемонстрировали не только последние научно-технические достижения нашей страны и нашу готовность поделиться своим опытом в деле использования атомной энергии в мирных целях, но и сыграли важную роль в развитии широкого и открытого обмена информацией в этой области, в создании основ и развитии международного научно-технического сотрудничества.

Именно в экспозициях Женевских выставок Советским Союзом впервые были представлены достижения в области создания и эксплуатации Первой в мире атомной

электростанции в г. Обнинске, энергетических реакторов для большой атомной энергетики, создания первого в мире мирного атомного судна — атомного ледокола "Ленин". Здесь впервые был представлен опыт СССР в области исследований по проблемам управляемого термоядерного синтеза и демонстрировались макеты "Токамак". Широко и полно были представлены достижения в области создания ускорителей заряженных частиц для исследований микромира, в том числе модель Серпуховского ускорителя на энергию 76 ГэВ, ускорителей прикладного назначения, радиационной техники.

Международные ярмарки и конгрессы ядерной промышленности под названием НУКЛЕКС проводятся в швейцарском городе Базеле. В 1969 и 1981 гг. Государственный комитет по использованию атомной энергии СССР представил на НУКЛЕКС расширенные экспозиции, в которых участвовали ряд министерств и ведомств, предприятий и организаций. Экспозиция СССР на НУКЛЕКС-81 была признана лучшей и пользовалась наибольшей популярностью на ярмарке, в которой приняло участие 19 стран и 260 фирм, специализирующихся в области атомной энергетики. Построенная на национальной основе советская выставка выгодно отличалась от экспозиций других стран-участниц, объединенных по фирменному признаку. Были заключены контракты по экспорту—импорту с 82 фирмами 15 стран, обсуждены вопросы выполнения действующих соглашений, проведена работа по коммерческой рекламе объектов экспорта и лицензионных объектов.

Советская экспозиция на НУКЛЕКС-81 в западной прессе была названа "Днем открытых дверей для Запада".

Достижения советской атомной науки и техники демонстрировались неоднократно и в Риме, в международном салоне атомной энергии, авиации и средств коммуникаций.

Расширению и углублению сотрудничества с социалистическими странами в научной, технической и экономической областях мирного использования атомной энергии служат объединенные и национальные выставки стран—членов СЭВ по атомной тематике.

Особо нужно отметить юбилейную (к 30-летию СЭВ) Объединенную выставку "Мирный атом в странах социализма", организованную в 1979 г. по инициативе Государственного комитета по использованию атомной энергии СССР в павильоне "Атомная энергия" на ВДНХ СССР. В вы-

ставка стала заметным событием юбилейного года, подвела итог многолетнего сотрудничества.

Другим важным средством развития сотрудничества социалистических стран в научной и технической областях в последнее десятилетие стали организуемые Го-



Советская экспозиция на выставке в Женеве в связи с Международной конференцией по мирному использованию атомной энергии (Швейцария, 1971 год)

ставке приняли активное участие и продемонстрировали национальные достижения и результаты научно-технического сотрудничества в мирном использовании атомной энергии семь стран-членов СЭВ: Болгария, Венгрия, Германская Демократическая Республика, Польша, Румыния, Советский Союз и Чехословакия. Специальные разделы выставки отражали деятельность и достижения Объединенного института ядерных исследований в Дубне, Международных хозяйственных объединений СЭВ "Интератомэнерго" и "Интератоминструмент". На базе Объединенной выставки были организованы и проведены научно-технические конференции и семинары, Национальные дни стран-участниц, фестиваль научно-технических кинофильмов. Вы-

сударственным комитетом СССР по науке и технике "Дни советской науки и техники" и межотраслевые выставки "Достижения советской науки и техники", где демонстрируются достижения в таких областях мирного использования атомной энергии как энергетика, исследования по проблеме управляемого термоядерного синтеза, создание и использование ледокольного атомного флота, ядерная медицина, ускорители частиц, получение и использование радионуклидов и радиоизотопной техники. "Дни советской науки и техники" были проведены в Венгрии, Болгарии, Польше, Румынии, СФРЮ, на Кубе, а также в Индии, Австрии и Италии.

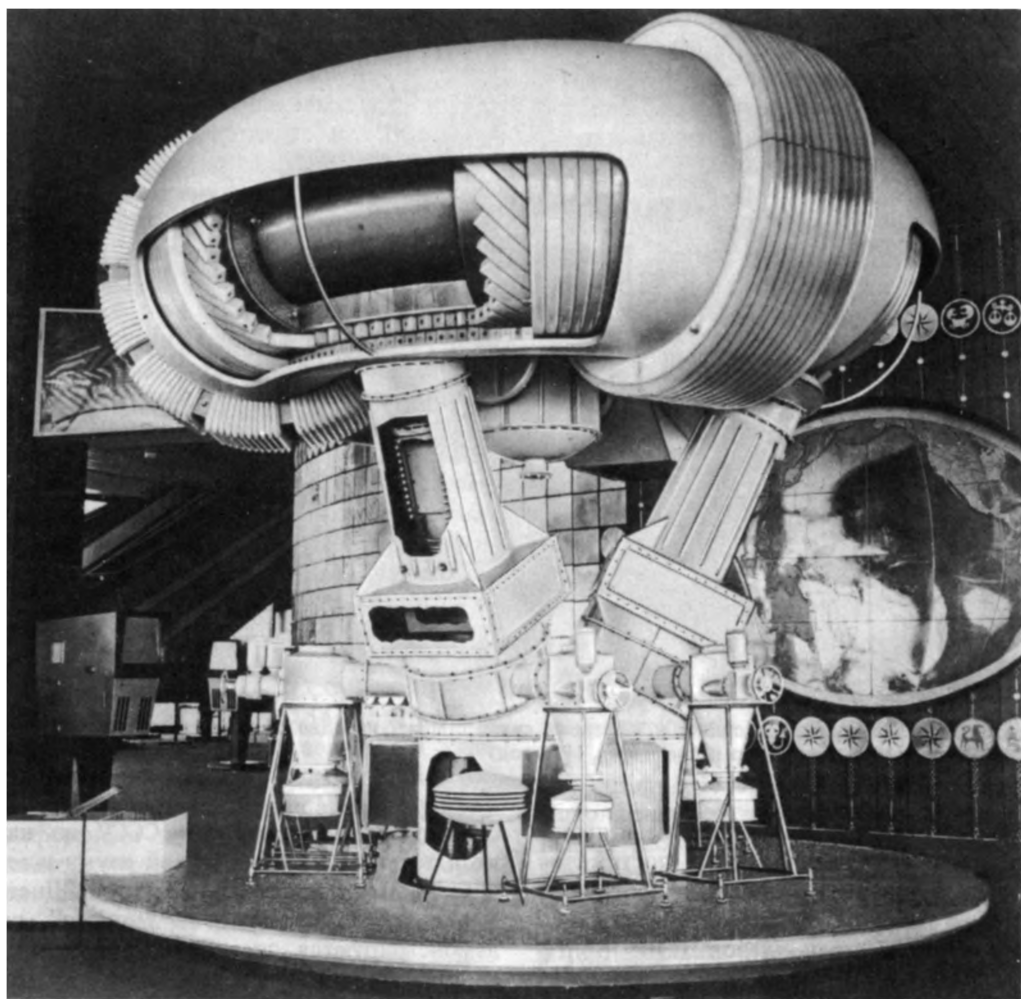
Отраслевые передвижные выставки "Атом-миру" демонстрировались в До-

мах советской науки и культуры и Домах Дружбы социалистических стран, Финляндии и Италии.

Разделы "Атом—миру" постоянно организуются на крупнейших Национальных и Торгово-промышленных выставках СССР в зарубежных странах, в национальных па-

вильонах впервые был продемонстрирован макет термоядерного реактора будущего, вызвавший большой интерес у миллионов посетителей.

Вслед за Монреалем достижения советской атомной науки и техники демонстрировались на ЭКСПО в Японии и Фран-



Макет термоядерного "реактора будущего" в советском павильоне на Всемирной выставке в Монреале (Канада, 1967 г.)

вильонах Советского Союза на международных ярмарках, таких как Лейпцигская, Пловдивская, машиностроительная ярмарка в городе Брно и другие.

Особое место в ряду выставочных мероприятий занимают Всемирные выставки ЭКСПО. На всемирной выставке ЭКСПО-67 в Монреале в экспозиции советского па-

вильонах впервые был продемонстрирован макет термоядерного реактора будущего, вызвавший большой интерес у миллионов посетителей. На выставке ЭКСПО-85 в японском городе Цукуба тема "Мирный атом" была представлена в советском павильоне в совершенно новом виде—не путем показа конкретных технических изделий, как на всех предыдущих ЭКСПО, а в комплексном виде. Здесь эффективно демонстрировалась большая модель атома со световой

динамикой и информационными зонами, в которых показывались потенциальные возможности использования атомной энергии на опыте Советского Союза: атом и электроэнергия, атом и тепло, атом и опреснение воды, атом и флот, атом и здоровье, атом и энергетика будущего.

Комплексный подход был использован и в показе достижений мирного атома в СССР на Всемирной выставке в Ванкувере 1986 г., посвященной обобщению мирового опыта и перспективам использования транспорта в будущем. В кольцевой трехсекционной диораме демонстрировались возможности и роль единственного в мире атомного ледокольного флота СССР в решении важной народнохозяйственной задачи освоения полярных областей страны, а также опыт использования атомных энергоисточников в этом регионе для обеспечения электроэнергией и теплом богатого, но сурового края. Рядом с диорамой были представлены макеты советских атомных ледоколов "Арктика" и "Сибирь", а

также макет строящегося атомного ледовоза "Севморпуть".

Большая роль в распространении информации о достижениях отраслевой атомной науки и техники принадлежит экспозиции павильона "Атомная энергия" на ВДНХ СССР и на передвижных выставках "Атом—миру", которые демонстрируются в столицах союзных республик и крупнейших городах страны.

За тридцатилетний период выставки "Атом—миру" в СССР и за рубежом посетило более 100 миллионов человек.

В современных условиях ускорения научно-технического прогресса научно-техническая пропаганда играет все более возрастающую роль, становится важным звеном этого процесса. Выставки содействуют научно-техническому прогрессу, являются эффективным средством обмена научной, технической, экономической и политической информацией, ведут к расширению связей, взаимопонимания и сотрудничества между государствами и народами.

ОГЛАВЛЕНИЕ

Ленин всегда с нами	5
Отечественная наука и овладение ядерной энергией. Академик АН АрмССР А.М. Петросьянц	6
Атомная энергетика и научно-технический прогресс. Академик В.А. Легасов	13

ГЛАВА 1

Атомная энергетика СССР	21
1.1. Атомные электростанции СССР. Л.М. Воронин	21
1.2. Развитие атомной энергетики СССР. А.Н. Проценко, А.Я. Столяревский, Я.В. Шевелев	26
1.3. АЭС с реакторами на быстрых нейтронах. Проблемы и перспективы. О.Д. Качковский, Е.И. Инютин	36
1.4. Строительство АЭС по унифицированным проектам. Ф.С. Темиров, И.К. Цепенко	47
1.5. Наладка и пуск АЭС в эксплуатацию. Э.С. Сааков	53
1.6. Ремонт АЭС и направления его совершенствования. Ю.А. Каменев	56
1.7. Контроль металла и сварных соединений оборудования при эксплуатации АЭС. Е.П. Ларин, Л.И. Трахтенберг, С.А. Лесной	59
1.8. Централизованное теплоснабжение от АЭС. Б.Я. Прушинский, В.М. Болдырев, М.В. Сигал	61
1.9. Опыт эксплуатации Билибинской АТЭЦ. М.Е. Минашин, В.В. Долгов, В.И. Мухан, В.Н. Шарапов	66
1.10. Подготовка и переподготовка операторов АЭС. Р.Т. Джугарян, А.Г. Иванников, С.Г. Мурадян	75
1.11. Средства вычислительной техники в АСУ АЭС с реакторами ВВЭР-1000. А.А. Абагян, В.В. Гончуков	84
1.12. Атомные ледоколы и торговый флот. Б.Г. Пологих, Н.С. Хлопкин	87

ГЛАВА 2

Атомное энергетическое машиностроение	95
2.1. Минтяжмаш — изготовитель основного оборудования АЭС в СССР. В.М. Величко	95
2.2. Главные циркуляционные насосы отечественных АЭС. Н.М. Синев	108

ГЛАВА 3

Ядерное топливо — источник энергии	117
3.1. Добыча и переработка урановых руд в СССР. О.Л. Кедровский, Д.И. Скороваров	117
3.2. Производство и контроль твэлов и ТВС. Ф.Г. Решетников, И.С. Головин, Ю.К. Бибилашвили, Т.С. Меньшикова, Д.А. Чиров, В.Ф. Коновалов	131
3.3. Конструкционные материалы для активных зон ядерных реакторов и проблемы глубокого выгорания топлива. В.Н. Быков, А.В. Никулина, В.В. Романев	143
3.4. Реакторы для испытаний ядерного топлива и конструкционных материалов. Защитные камеры для послереакторных исследований. В.А. Цыканов, Е.П. Ключков	150

ГЛАВА 4

Отработавшее ядерное топливо. Химическая переработка. Радиоактивные отходы	165
4.1. Радиохимическая переработка отработавшего топлива. А.С. Никифоров, В.С. Шмидт, Б.С. Захаркин	165
4.2. Переработка, хранение и захоронение радиоактивных отходов ядерного топливного цикла. А.С. Поляков, В.В. Куличенко	174
4.3. Радиоактивные отходы АЭС, их хранение и переработка. В.С. Шмидт, А.С. Поляков, О.А. Масанов, Л.А. Мамаев, И.Е. Нахутин	178

ГЛАВА 5	
Радиационная безопасность и охрана окружающей среды. В.А. Сидоренко	183
5.1. Радиационная безопасность АЭС	183
5.2. Ядерная и техническая безопасность АЭС	186
5.3. Охрана окружающей среды	190
ГЛАВА 6	
Физика высоких энергий и ядерная физика. Ускорители заряженных частиц. В.А. Глу- хих, Л.Д. Соловьев	196
6.1. Исследования по физике элементарных частиц	196
6.2. Физика атомного ядра	206
6.3. Ускорители заряженных частиц для научных исследований	209
6.4. Ускорители заряженных частиц в народном хозяйстве и медицине	220
ГЛАВА 7	
Управляемый термоядерный синтез и физика плазмы. Б.Б. Кадомцев	224
7.1. Направление исследований	224
7.2. Токамаки	225
7.3. Опытный термоядерный реактор	228
7.4. Основные свойства плазмы. Поиск новых путей осуществления управляемого термоядерного синтеза	229
7.5. Инерционное удержание плазмы	233
7.6. Практическое применение результатов исследований по физике плазмы и управ- ляемому термоядерному синтезу	234
ГЛАВА 8	
Ядерное приборостроение. В.В. Матвеев, И.С. Крашенинников, И.Д. Мурин, К.Н. Стась	238
8.1. Диалектика развития ядерного приборостроения	238
8.2. Современная концепция построения аппаратуры	239
8.3. Системы контроля и управления для энергетических и исследовательских реак- торов и АЭС	244
8.4. Аппаратура для предприятий топливного цикла	250
8.5. Аппаратурные системы для термоядерных исследований	253
8.6. Радиационный контроль на судах с ЯЭУ	254
8.7. Ядерно-медицинская диагностическая аппаратура	256
8.8. Аппаратура для изучения космического пространства	257
8.9. Радиометры и дозиметры общего применения	260
8.10. Метрология ионизирующих излучений	263
8.11. Разработка полупроводниковых детекторов, блоков детектирования, устройств и систем на их основе. Л.М. Захаров	264
ГЛАВА 9	
Изотопы и ионизирующие излучения в науке и народном хозяйстве. А.С. Штань, Е.Р. Карташев	268
9.1. Производство изотопов и меченых соединений в СССР	268
9.2. Применение изотопов и ионизирующих излучений в научных исследованиях	271
9.3. Применение изотопов и ионизирующих излучений в промышленности	271
9.4. Применение изотопов и ионизирующих излучений в сельском хозяйстве	281
9.5. Радионуклидная энергетика	282
9.6. Изотопы и источники излучения в медицине. Е.И. Воробьев, В.Н. Корсунский	284
ГЛАВА 10	
Международное сотрудничество в области мирного использования атомной энергии. Б.А. Семенов, А.С. Зиненко, Б.Ю. Голованов, В.Ф. Меньшиков, Г.Н. Меркулов	292
10.1. Сотрудничество с социалистическими странами	292
10.2. Сотрудничество с капиталистическими и развивающимися странами	297
10.3. Сотрудничество с МАГАТЭ	298
10.4. Международное сотрудничество в области ядерной безопасности. А.М. Петросьянц	300
10.5. Сотрудничество в области научно-технической информации. И.А. Архангельский, С.С. Родион, О.Г. Михневич, В.Н. Сельдешев	304
10.6. Выставки "Атом-миру" и их роль в развитии международного сотрудничества. Б.А. Соколов	306

Атомная наука и техника СССР

Редактор Ю.И. Корякин

Редакторы издательства В.К. Мелешко, Т.А. Солдатенкова
Художественные редакторы А.Т. Кирьянов, Г.И. Панфилова

Переплет художника Н.Т. Ярешко

Технические редакторы Н.Н. Хотулева, Г.Н. Лядохина

Корректор С.В. Малышева

Оператор Л.А. Архангельская

ИБ №2332

**Набор выполнен в Энергоатомиздате на Композере ИБМ-82. Подписано
в печать 23.07.87. Т-16509. Формат 70 x 100 1/16. Бумага офсетная № 1.
Печать офсетная. Усл. печ. л. 25,35 + 1,3 цв. вкл. Усл. кр.-отт. 32,5.
Уч.-изд. л. 30,61 + 1,21 цв. вкл. Тираж 6 300 экз. Заказ 588
Цена 4 р. 70 к.**

**Энергоатомиздат, 113114, Москва, М-114, Шлюзовая наб., 10
Московская типография № 4 Союзполиграфпрома при Государственном
Комитете СССР по делам издательств, полиграфии и книжной торговли.
129041, Москва, Б. Переяславская ул., д. 46**