

## Ядерная энергетика в Советском Союзе

Б.А. Семенов\*

Несмотря на то, что Советский Союз является мощной индустриальной державой, развитие экономики которой базируется на собственных минеральных топливных ресурсах, наша страна не может позволить себе пренебречь развитием ядерной энергетики, т.к. около 80% энергетических ресурсов сосредоточены в восточных регионах страны, в то время как 75% населения и потребителей энергии расположены в Европейской части СССР. Транспортирование топлива с востока СССР в западные регионы страны составляет около 40% всего грузооборота железных дорог страны.

Другим важным обстоятельством, определяющим отношение в Советском Союзе к ядерной энергетике, как к основному источнику энергии, является тот факт, что ядерная энергетика наносит меньший ущерб окружающей среде, чем традиционная энергетика.

К концу 1982 г. установленная мощность АЭС в СССР превышала 18 000 МВт. В 1981 г. в Советском Союзе на АЭС было выработано 86 млрд. кВт·ч электроэнергии — 6,5% от общего количества производимой в стране электроэнергии. В течение следующей пятилетки производство электроэнергии возрастет более, чем в три раза и к 1985 г. достигнет 220 млрд. кВт·ч. Одновременно планируется увеличить до 1500 млрд. кВт·ч общее производство электроэнергии в стране и, таким образом, доля производимой на АЭС электроэнергии составит около 14% в целом по стране и примерно 24% в европейском регионе страны.

Хотя затраты на создание АЭС требуют в 1,5–2 раза больше капиталовложений, чем для электростанций, использующих органическое топливо, экономические показатели производства электроэнергии в европейской части страны (включая Урал) указывают, что АЭС являются вполне конкурентноспособными. Например, средняя себестоимость электроэнергии, произведенной АЭС в 1979 г., составила 0,793 коп/кВт·ч, что близко к средней себестоимости электроэнергии, произведенной тепловыми станциями, которая составляла 0,753 коп/кВт·ч.

Из 18 000 МВт установленной мощности АЭС около 12,5 ГВт были введены в действие за 7 последних лет с 1976 по 1982 г. Темпы ввода мощностей АЭС почти утроились за последнюю пяти-

летку по сравнению с темпами ввода в предыдущей пятилетке. Темпы ввода мощностей АЭС в 2,5 раза выше темпов ввода мощностей электростанций, работающих на органическом топливе. В течение текущей пятилетки в европейской части СССР практически прекращается новое строительство электростанций старого типа, и к 1985 г. почти весь прирост установленной мощности будет обеспечиваться за счет АЭС. Программа развития советской ядерной энергетики основывается на двух типах тепловых реакторов: ВВЭР — реактор с легководным замедлителем, охлаждаемый водой под давлением и РБМК — реактор канального типа с графитовым замедлителем, охлаждаемый легкой водой.

### Начальные этапы развития советской программы

В Советском Союзе первые проекты АЭС начали разрабатываться еще в конце 40-х годов. В 1950 г. было принято решение о строительстве первой в стране АЭС в г. Обнинске, основанной на проекте канального уран-графитового реактора. Первая в мире АЭС была введена в строй 27 июня 1954 г. Не могу не упомянуть, что я имел честь работать не только в инженерной и физической лабораториях, но и в качестве оператора этой АЭС в течение первых 5 лет ее эксплуатации. Успешная работа этой АЭС наглядно продемонстрировала огромные потенциальные возможности атомных электростанций для производства электроэнергии.

Государственная программа развития ядерной энергетики в СССР не могла опираться на АЭС одного типа. Это не обеспечило бы необходимой надежности и стабильности ее развития. Но вместе с тем, разработка любого типа ядерных энергетических реакторов в коммерческих масштабах требует времени, больших материальных и финансовых затрат. С целью выявления наиболее подходящих и экономически выгодных для Советского Союза типов реакторов в рамках Государственного комитета по использованию атомной энергии была разработана исследовательская программа по различным типам ядерных энергетических реакторов: по реакторам с водой под давлением и кипящим (корпусного типа), кипящим реакторам канального типа, реакторам с органическим замедлителем и теплоносителем и др. В процессе этой работы от реакторов некоторых типов отказались еще не достигнув стадии создания прототипных установок. Например, выяснилось, что реакторы с органическим замедлителем и теплоносителем могут быть практически использованы только для АЭС малой мощности. Ра-

\* Б.А. Семенов является заместителем Генерального директора, руководителем Департамента МАГАТЭ по ядерной энергии и безопасности. Эта статья представляет собой личный взгляд Б.А. Семенова и не отражает официальной позиции ни МАГАТЭ, ни СССР.

Таблица 1. Основные АЭС, находящиеся в эксплуатации к концу 1982 г.

Наименование АЭС	Блок	Электрическая мощность (МВт)	Тип реактора	Год достижения номинальной мощности
Нововоронежская	I	210	ВВЭР	1964
	II	365	ВВЭР	1970
	III	440	ВВЭР	1972
	IV	440	ВВЭР	1973
	V	1000	ВВЭР	1981
Белоярская	I	100	Уран-графитовый (реактор канального типа с кипящей водой)	1967
	II	200	Уран-графитовый (реактор канального типа с кипящей водой)	1969
	III	600	Быстрый реактор-размножитель	1981
Кольская	I	440	ВВЭР	1973
	II	440	ВВЭР	1975
	III	440	ВВЭР	1982
Ленинградская	I	1000	РБМК	1974
	II	1000	РБМК	1976
	III	1000	РБМК	1980
	IV	1000	РБМК	1981
Армянская	I	407,5	ВВЭР	1979
	II	407,5	ВВЭР	1980
Курская	I	1000	РБМК	1977
	II	1000	РБМК	1979
Чернобыльская	I	1000	РБМК	1981
	II	1000	РБМК	1981
	III	1000	РБМК	1982
Ровенская	I	440	ВВЭР	1981/82
	II	440	ВВЭР	1981/82
Южно-Украинская	I	1000	ВВЭР	1981/82
Смоленская	I	1000	РБМК	1981/82
Всего	26	17 370		

Несколько малых прототипных установок и теплофикационных реакторов (ВК-50, БОР-60, БН-350, Билибинская АЭС и др.) общей мощностью примерно 900 МВт не включены в эту таблицу.

бота над реакторами этого типа завершилась в 1963 г. созданием блочно-транспортабельной АЭС электрической мощностью 750 кВт. Исследования и разработки целого ряда тепловых энергетических реакторов завершились созданием таких прототипов, как первый и второй блоки Нововоронежской АЭС с реакторами с водой под давлением; как первый и второй блоки Белоярской АЭС с реакторами канального типа и реактор с кипящей водой в Димитровграде.

В СССР особое внимание уделялось разработке быстрых реакторов-размножителей, так как с самого начала было ясно, что крупномасштабная долгосрочная программа развития ядерной энергетики не может быть реализована без быстрых реакторов-размножителей. Первый экспериментальный реактор с плутониевым топливом был введен в эксплуатацию в 1955 г. Постепенно возрастали мощности экспериментальных реакторов, введенных в строй вслед за первым. В 1959 г. в Димитровграде был пущен экспериментальный прототипный быстрый реактор с натриевым теплоносителем мощностью 12 МВт.

В процессе разработок, строительства и эксплу-

атации различных прототипных блоков вырисовывались оптимальные с точки зрения специфических условий СССР типы ядерных энергетических установок. Во второй половине 60-х годов на базе накопленного опыта было принято решение развивать ядерную энергетику на основе двух типов тепловых реакторов: ВВЭР — реактор с водой под давлением и РБМК — уран-графитовый реактор канального типа с кипящей водой. Основные АЭС, находящиеся в эксплуатации в настоящее время в СССР, представлены в табл. 1.

#### Реактор ВВЭР

Как уже упоминалось, первые два блока Нововоронежской АЭС послужили прототипами для создания серийных реакторов ВВЭР-440. Эти прототипные блоки были очень надежными и имели высокие значения коэффициентов нагрузки: среднее значение около 80 %, а иногда даже выше. В процессе разработки стандартных реакторов на основе опыта эксплуатации первых двух прототипных блоков были усовершенствованы практически все основные компоненты и внесены значительные изменения в конструкцию реактора. Первые два серийные реак-



тора ВВЭР-440 были установлены на Нововоронежской АЭС (III и IV блоки). В конструкцию последних блоков были внесены незначительные изменения. На начало 1983 г. в мире работали 27 реакторов типа ВВЭР, в том числе 13 блоков в Болгарии, Чехословакии, Финляндии, ГДР и Венгрии.

Общий опыт эксплуатации реакторов типа ВВЭР-440 составляет 115 реакторо-лет; максимальная календарная продолжительность эксплуатации — 13 лет. Эти реакторы имеют коэффициент нагрузки в диапазоне от 0,75 до 0,90 и их отличает высокая надежность эксплуатации в базисной нагрузке. Среднегодовое значение коэффициента нагрузки для реакторов типа ВВЭР выше, чем для традиционных электростанций.

Научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы по совершенствованию реакторов ВВЭР-440 завершились созданием более крупной реакторной установки ВВЭР мощностью 1000 МВт, головной блок которой был пущен на Нововоронежской АЭС в 1980 г. На основе опыта строительства и эксплуатации головного блока реактора ВВЭР-1000 были внесены некоторые усовершенствования в конструкцию серийных реакторов ВВЭР-1000.

Список действующих, строящихся и запланированных до 1990 г. АЭС с реакторами ВВЭР представлен в табл. 2. Одновременно с увеличением единичной мощности реактора расширяется диапазон их применения: разработаны проекты и осуществляется строительство реакторов ВВЭР-1000 в сейсмических районах. Планируется использовать реакторы ВВЭР не только в режимах регулирования частоты

Таблица 2. Действующие, строящиеся и планируемые до 1990 г. АЭС с реакторами ВВЭР

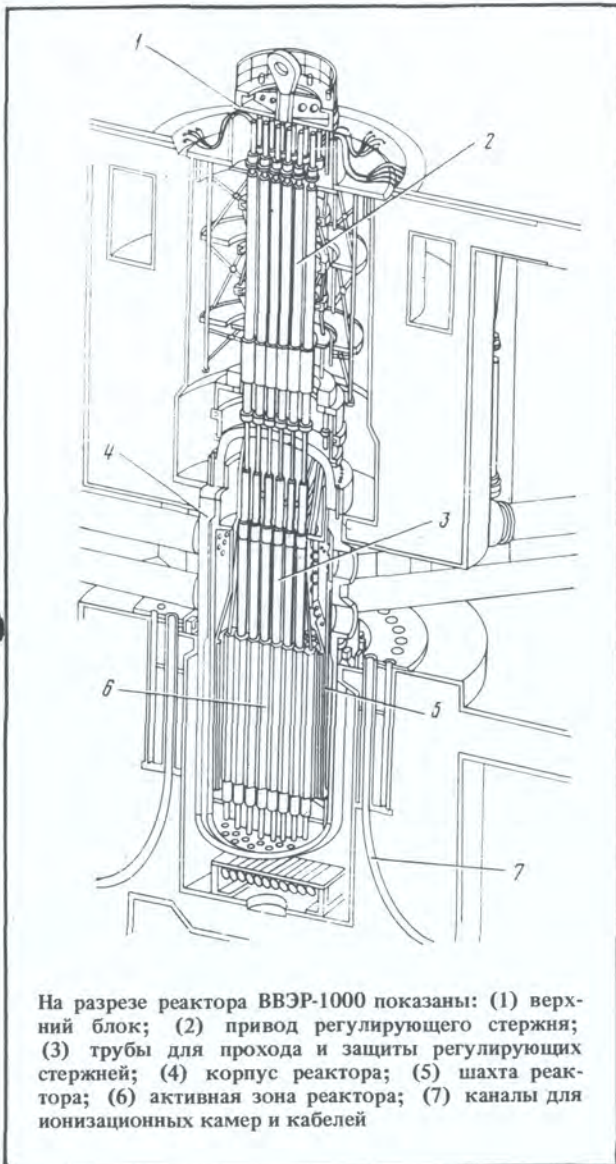
Наименование	Блоки	Мощность (МВт)	Примечание
Нововоронежская	I	210	Опытно-промышленный
	II	365	Опытно-промышленный
	III	440	Серийный
	IV	440	Серийный
	V	1000	Серийный
Кольская	x4	440	Условия Заполярья
Армянская	x2	407,5	Высота 1100 м, сейсмический район
Ровенская	x2	440	
	x3	1000	
Южно-Украинская	x4	1000	
Калининская	x4	1000	
Запорожская	x4	1000	
Хмельницкая	x4	1000	
Ростовская	x4	1000	
Балаковская	x4	1000	
Крымская	x2	1000	
Куйбышевская	x3	1000	
Башкирская	x3	1000	
Всего	48	40 905	

В таблицу не включена строящаяся в настоящее время под Одессой АЭС комбинированного типа для выработки тепла и электроэнергии с реактором ВВЭР-1000, поскольку ее электрическая мощность зависит от мощности реактора, затрачиваемой на получение тепла.



Часть Нововоронежской АЭС с реакторами ВВЭР





На разрезе реактора ВВЭР-1000 показаны: (1) верхний блок; (2) привод регулирующего стержня; (3) трубы для прохода и защиты регулирующих стержней; (4) корпус реактора; (5) шахта реактора; (6) активная зона реактора; (7) каналы для ионизационных камер и кабелей

ты и мощности, а также для комбинированной выработки тепла и электроэнергии.

На основе опыта эксплуатации, составляющей много реакторо-лет, вполне очевидно, что АЭС с реакторами ВВЭР способны обеспечить надежное и экономичное производство электроэнергии (табл. 3). Как следует из табл. 3, удельные капитальные затраты на сооружение АЭС с реакторами ВВЭР первоначально снижались и достигли для третьего и четвертого блоков Нововоронежской АЭС 200 рублей на киловатт установленной мощности. Возрастание капитальных затрат на сооружение последующих АЭС можно объяснить как факторами местного значения, так и общими тенденциями, связанными с увеличением стоимости традиционного топлива. Строительство некоторых блоков осуществлялось далеко на Севере (Кольская АЭС), а Армянская АЭС проектировалась для сейсмических условий, чем и объясняется ее более высокая стоимость. Тем не менее необходимо отметить, что эволюция удельных капитальных затрат советских реакторов типа ВВЭР не имеет никакого сравнения с ростом стоимости реакторов с водой под давлением на Западе за тот же период времени. Последнее является результатом влияния других иногда трудно сравниваемых факторов.

Средняя стоимость производства электроэнергии на АЭС с реакторами типа ВВЭР в 1981 г. существенно ниже, чем на традиционных электростанциях. Для блоков с реакторами типа ВВЭР, проработавших больше года, средний коэффициент использования установленной мощности как правило превышает проектное значение 0,8.

### Реакторы РБМК

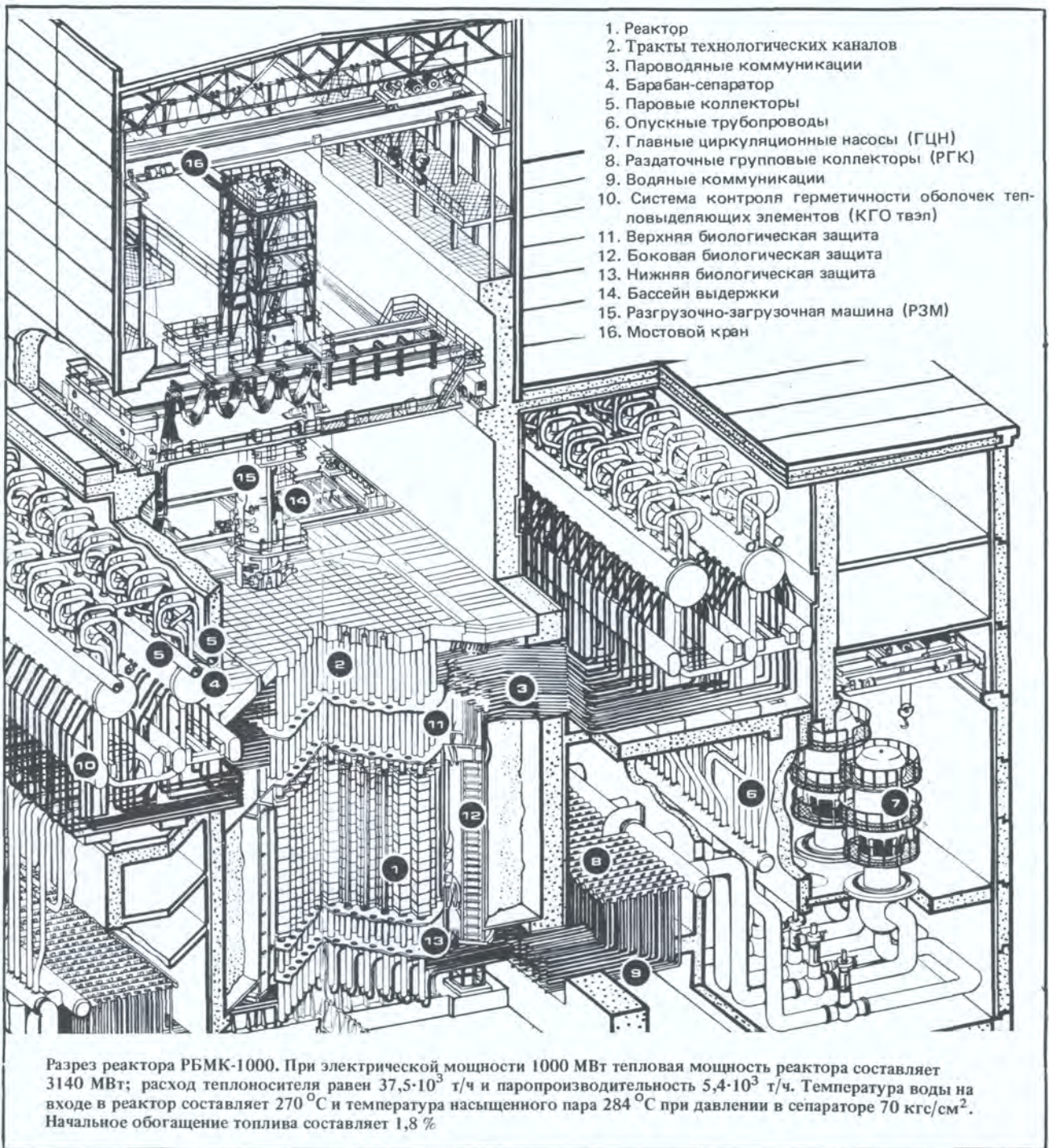
Развитие реакторов канального типа с графитовым замедлителем, охлаждаемых легкой водой, началось с пуска в г. Обнинске в 1954 г. Первой атомной электростанции. Затем была введена в строй Сибирская АЭС мощностью 600 МВт и затем

Таблица 3. Эксплуатационные характеристики реакторов ВВЭР

АЭС	Блок	Установленная мощность (МВт)	Удельные капитальные затраты (руб/кВт)*	Выработка электроэнергии за период 1977-81 гг. (10 <sup>8</sup> кВт·ч)	Средний коэффициент использования установленной мощности за период 1977-81 гг.
Нововоронежская	I	210	326	7,4	0,80
	II	365	256	13,9	0,87
	III-IV	880	200	30,1	0,81
	V	1000	308	6,0 (1980-81 гг.)	-
Кольская	I-II	880	263	31,0	0,80
Армянская	I-II	815	327	15,4	0,62
Всего	9	4150	280 (средние)	103,8	0,78 (средний)

\* Обменный курс приблизительно 1,3 долл. США к рублю.





первый и второй блоки Белоярской АЭС мощностью 100 и 200 МВт.

Следующим этапом развития канальных реакторов в СССР явился реактор большой единичной мощности с кипящей водой РБМК-1000. Конструкция канальных реакторов типа РБМК обеспечивает возможность получения больших единичных мощностей. Поканальная перегрузка топливных сборок без остановки реактора обеспечивает гибкость его топливного цикла и позволяет сократить производительные затраты времени в процессе эксплуатации АЭС.

При осуществлении проектных и конструкторских работ во внимание принимались многие факторы в пользу канальных кипящих реакторов. Они были полностью подтверждены практикой их строительства и эксплуатации.

- Изготовление основных компонентов реакторов РБМК-1000 осуществляется на действующих заводах и не потребовало строительства новых промышленных предприятий с уникальным оборудованием
- Для канальных реакторов не существует предельных значений единичной мощности, связанных с из-



готовлением, транспортировкой и монтажом применяемого оборудования

- Особенность конструкции, заключающаяся в наличии более чем 1000 отдельных контуров циркуляции теплоносителя, повышает безопасность реакторной системы, поскольку практически исключается авария с полным обезвоживанием активной зоны
- Благодаря хорошим физическим характеристикам реактора и наличию системы непрерывной перегрузки топлива может быть достигнуто высокоэффективное использование низкообогащенного топлива; малое содержание делящихся изотопов в выгоревшем топливе; высокое выгорание и использование плутония, накопившегося в топливе

Таблица 4. Результаты эксплуатации АЭС с реакторами РБМК-1000

Наименование АЭС	Год	Установленная мощность (МВт)	Производство электроэнергии (ТВт·ч)	Коэффициент нагрузки (%)
Ленинградская	1979	2000	13,1	74,4
	1980	3000	18,82	71,4
	1981	4000	24,1	73,8
Курская	1979	2000	10,35	64,1
	1980	2000	13,89	79,1
	1981	2000	13,54	77,3
Чернобыльская	1979	2000	12,23	69,8
	1980	2000	14,21	80,9
	1981	2000	13,44	75,2

После ввода в строй первых двух блоков с реакторами РБМК-1000 на Ленинградской АЭС (I блок в 1973 и II блок в 1975 гг.) началось серийное строительство этих реакторов, имеющих мощность 1000 МВт. В течение девятилетнего периода с декабря 1973 г. по декабрь 1982 г. в СССР было введено на проектную мощность десять энергоблоков с реакторами РБМК-1000 общей мощностью 10 000 МВт. (В число этих десяти включены и два энергоблока мощностью 1000 МВт каждый на Ленинградской АЭС.)

При проектировании АЭС с реакторами РБМК-1000 применена попарная компоновка оборудования; две независимые реакторные системы имеют большое количество взаимозаменяемых вспомогательных систем. Такая конструкция имеет преимущества при строительстве и в процессе эксплуатации. Это обеспечивает возможность начать строительство и монтаж оборудования обоих блоков почти одновременно. Среднее время сооружения каждой пары блоков мощностью 1000 МВт составило 7,68 года, таким образом, среднее время сооружения одного блока около 3,84 года.

В 1980 г. реакторами РБМК-1000 выработано 47 млрд. кВт·ч или 64,5 % всей электроэнергии (73 млрд. кВт·ч), выработанной на АЭС в стране. Результаты эксплуатации реакторов РБМК в течение последних трех лет представлены в табл. 4. Как видно из таблицы средний коэффициент нагрузки для этих восьми станций составляет около 75 %.

Это также является выдающимся достижением не так часто цитируемым и оцененным.

Успешная работа реакторов РБМК-1000 на номинальной мощности и выявленные в их конструкции резервы позволили (без изменения размеров и числа топливных каналов) увеличить мощность каждого канала или топливной сборки в 1,5 раза. За счет использования только специальных интенсификаторов теплообмена общая мощность реактора может быть увеличена до 1500 МВт. В настоящее время ведется строительство первой очереди Игналинской АЭС с двумя реакторами РБМК-1500. Пуск головного блока будет первым шагом в создании нового поколения канальных реакторов, которые, как более экономичные, должны прийти на смену хорошо зарекомендовавшим себя реакторам РБМК-1000. Строительство АЭС с реактором РБМК-1500 сократит удельные капитальные затраты по сравнению с АЭС с реактором РБМК-1000 на 20–30 %, что уменьшит стоимость каждого вырабатываемого киловатт-часа электроэнергии.

#### Быстрые реакторы-размножители

Несмотря на успешную работу двух типов тепловых реакторов, в Советском Союзе отчетливо представляют, что долгосрочное решение проблем обеспечения ядерным горючим крупномасштабных программ развития ядерной энергетики требует широкого использования реакторов-размножителей. Именно поэтому развитию быстрых реакторов-размножителей в СССР уделяется повышенное внимание. И именно поэтому одновременно с разработкой и внедрением АЭС с тепловыми реакторами были спроектированы и введены в эксплуатацию быстрые реакторы БН-350 и БН-600.

Почти 10 лет прошло со времени пуска в эксплуатацию реактора БН-350. Мощность реактора составляет 700 МВт (тепл.), что обеспечивает электрическую мощность 125 МВт и ежесуточное производство 85 000 т дистиллированной воды. Энергоблок с реактором БН-600, в отличие от БН-350, имеет интегральную компоновку оборудования первого контура и использует парогенераторы модульного типа. Выведение энергоблока с реактором БН-600 на мощность началось в апреле 1980 г., в декабре 1981 г. была достигнута номинальная мощность 1470 МВт (тепл.). К 1 января 1982 г. блок выработал 3,7 ТВт·ч электроэнергии, проработав в энергетическом режиме около 10 000 ч. Максимальное выгорание топлива достигло 7 % г.а.

Следующее поколение быстрых реакторов-размножителей типов БН-800 и БН-1600 разрабатывается для серийного внедрения. Проекты обоих реакторов опираются на опыт и достижения своих предшественников и к настоящему времени полностью закончены. Основные проектные параметры реакторов БН-800 и БН-1600, за исключением мощности, аналогичны. Увеличение электрической мощности БН-800 по сравнению с БН-600 было достигнуто при таких же примерно капитальных затратах на оборудование, что является одним из главных факторов улучшения экономических показателей реактора БН-800. Существенное улучшение эконо-





Пульт управления реактором РБМК мощностью 1000 МВт на Смоленской АЭС, одного из самых современных энергетических реакторов в Советском Союзе

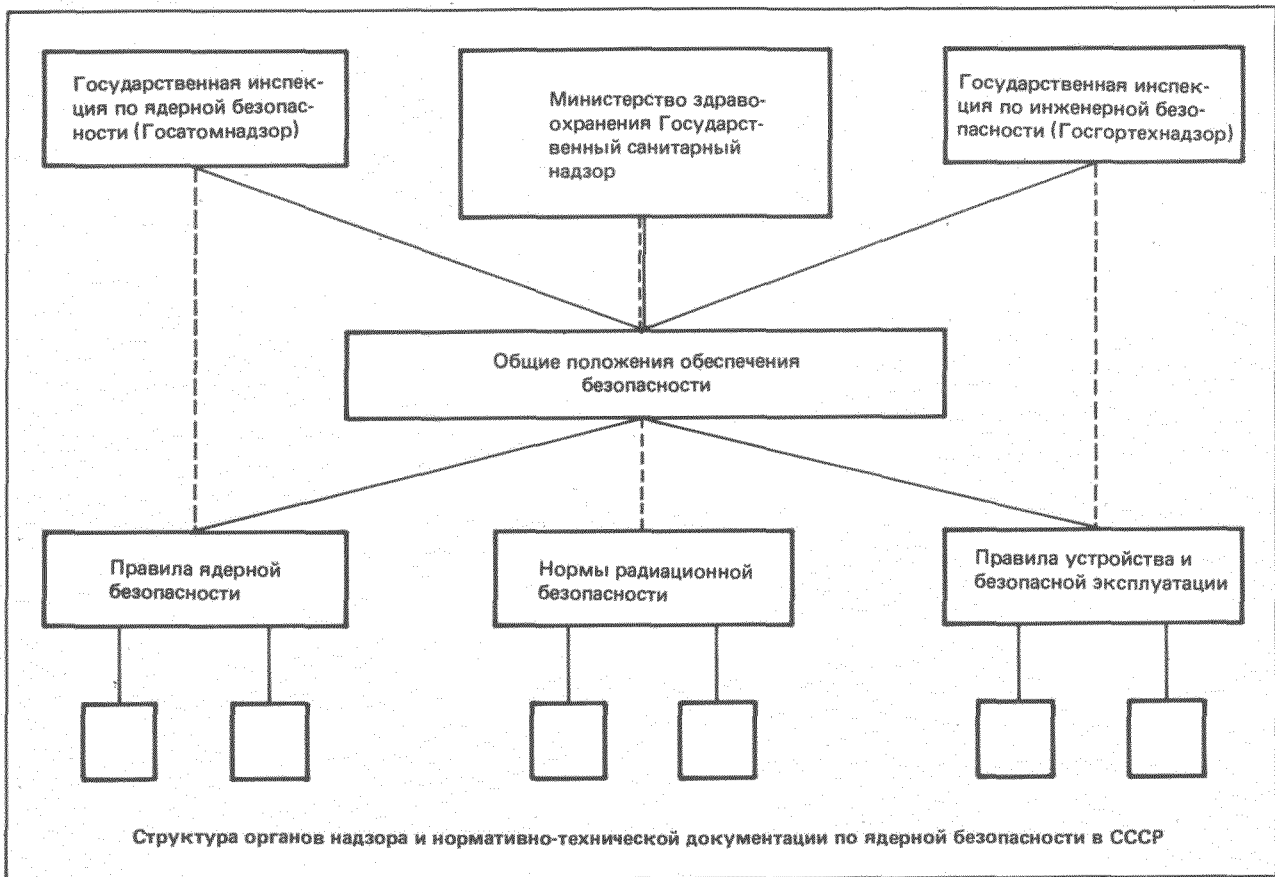
мических показателей достигается также за счет того, что основные узлы реактора БН-800 практически идентичны аналогичным узлам, уже использовавшимся в установке БН-600. Основные проектные черты реактора БН-1600 схожи с проектными решениями для реакторов БН-600 и БН-800.

#### Ядерная безопасность в СССР

Безопасность АЭС в Советском Союзе достигается очень широким набором мер, основными из которых являются: обеспечение высокого качества изготовления и монтажа оборудования; контроль за состоянием оборудования на всех этапах его экс-

плуатации; разработка и реализация эффективных технических защитных мер для предотвращения возникновения аварий, для компенсации возможных нарушений и уменьшения последствий возникших аварийных ситуаций; разработка и реализация средств локализации радиоактивных веществ в аварийных ситуациях; реализация технических и организационных мер для обеспечения безопасности на всех этапах сооружения и эксплуатации АЭС; нормирование технических и организационных аспектов в обеспечении безопасности; введение системы государственного контроля и нормирования вопросов безопасности.





Нормирование вопросов безопасности в официальных документах является одним из основных направлений обеспечения безопасности АЭС в СССР. Государственный надзор за безопасностью АЭС осуществляют:

- Государственный комитет по надзору за безопасным ведением работ в промышленности и горному надзору при Совете Министров СССР (Госгортехнадзор СССР), который следит за соответствием правилам и нормам технической безопасности при проектировании, сооружении и эксплуатации АЭС
- Государственная инспекция по ядерной безопасности (Госатомнадзор СССР), которая следит за соответствием правилам и нормам ядерной безопасности при проектировании, сооружении и эксплуатации АЭС
- Государственный санитарный надзор СССР в составе Министерства здравоохранения СССР, который осуществляет надзор за соблюдением правил и норм радиационной безопасности при проектировании, сооружении и эксплуатации АЭС.

Сложившаяся система трех органов надзора в значительной мере определила структуру всего комплекса нормативно-технической документации по безопасности АЭС.

Основным нормативным документом по безопасности АЭС в СССР являются „Общие положения обеспечения безопасности атомных электростанций при проектировании, сооружении и эксплуатации”, введенные в 1973 г. Действие этого документа

распространяется на АЭС со всеми типами реакторов, предназначенных для промышленного использования в настоящее время, либо в ближайшем будущем (ВВЭР, РБМК, БН и теплофикационные реакторы). При таком подходе требования представлены в общем виде без детальной конкретизации. В большинстве случаев „Общие положения” лишь ставят задачи, которые необходимо решить для обеспечения безопасности (что должно быть сделано); они не определяют решений (как должно быть сделано).

Другие нормативные документы (нормы, справочники, правила, методики) более глубоко развивают и конкретизируют „Общие положения” в определенном направлении, являясь основой для деятельности проектировщиков и соответствующих органов надзора. Одним из основных документов в области инженерной безопасности являются „Правила устройства и безопасной эксплуатации оборудования атомных электростанций, опытных и исследовательских ядерных реакторов и установок”.

Основным документом в деятельности Госатомнадзора являются „Правила ядерной безопасности атомных электростанций”, введенные в 1975 г. Они регламентируют вопросы ядерной безопасности, связанные не только с проблемами критичности при эксплуатации реактора, но также с перегрузкой, транспортировкой и хранением теплоделяющих сборок. В нем содержатся основные технические и организационные требования обеспечения



ядерной безопасности при проектировании, строительстве и эксплуатации АЭС и требования к подготовке персонала станций, связанного с эксплуатацией реактора.

В области радиационной безопасности основным документом, которым руководствуются органы здравоохранения и санитарного надзора, являются „Нормы радиационной безопасности НРБ-76”. Эти нормы разработаны на основе рекомендаций Международной комиссии по радиационной защите (МКРЗ) и устанавливают систему дозовых пределов и принципы их применения. „Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных электростанций”, изданные в 1978 г., представляют собой дальнейшее развитие и специфическое углубление основного документа НРБ-76 и включают в себя вопросы, связанные с размещением АЭС, а также с санитарным и дозиметрическим контролем.

Указанная система нормативно-технических документов по безопасности АЭС функционирует совместно с системой государственных стандартов, разработанной и внедренной Государственным комитетом по стандартам (Госстандарт СССР). Система стандартов дополняет систему нормативно-технической документации в деле обеспечения безопасности АЭС посредством установленных требований для многочисленных элементов, материалов, процессов и т.п.

Данные документы играют существенную роль в обеспечении гарантированного качества АЭС.

### Разведка и добыча урана

Крупномасштабное развитие ядерной энергетики в СССР было бы невозможным без созданной в стране атомной промышленности, в которой используется самая передовая технология на всех стадиях топливного цикла. Развитие ядерной энергетики и атомной промышленности было бы невысказанным без гарантированного обеспечения их сырьевыми ресурсами. За сравнительно короткий период времени в стране были разведаны месторождения урановых руд и создана надежная сырьевая база. Имеются благоприятные перспективы для ее дальнейшего роста и расширения.

Месторождения урановых руд в Советском Союзе расположены в самых различных климатических и географических зонах, многие из них имеют сложные геологические, гидрологические и климатические условия. Они залегают на различных глубинах от нескольких метров до 2000 м и даже глубже. Рудные тела имеют самые разные формы в различных положениях и весьма разнообразный минералогический состав. Промышленные месторождения урана в Советском Союзе характеризуются широким разнообразием условий расположения и генетических типов. В настоящее время разработка урановых месторождений представляет отдельную и важную отрасль горнодобывающей промышленности. В зависимости от конкретных горногеологических условий залегания и содержания урана в руде разработка месторождений осуществляется различными способами: подземной добычей, в открытых рудни-

ках или методом выщелачивания металла в месте его залегания.

За предельно короткое время в урановой промышленности была разработана ионообменная технология, которая в настоящее время составляет основу промышленного метода извлечения урана и других элементов из руд и концентратов, природных и шахтных вод и получения соединений высокой чистоты. Метод извлечения урана из растворов фосфорной кислоты, образующихся в процессе кислотного разложения ураноносных фосфоритов, успешно эксплуатируется в промышленном масштабе в Советском Союзе около 15 лет.

### Обогащение урана и изготовление топлива

Во второй половине 40-х годов в Советском Союзе за кратчайшие сроки были разработаны и построены промышленные предприятия для производства гексафторида урана и его последующего обогащения. Технология производства гексафторида урана развивалась по мере развития ядерной энергетики и в настоящее время достигла высокой степени совершенства. Чрезвычайно сложные научные и инженерно-технические проблемы возникают при разработке метода и создании промышленных предприятий для разделения изотопов урана методом газовой диффузии. Все эти проблемы были в Советском Союзе успешно решены.

Технология изготовления топлива для реакторов в СССР в настоящее время достигла такого уровня развития, что в состоянии удовлетворить современные требования как к объему производства, так и к эксплуатационным характеристикам твэлов.

Стабильная, хорошо отработанная технология производства твэлов в сочетании с корректно выбранными проектными решениями обеспечивает высокую надежность активных зон ядерных энергетических реакторов, находящихся сейчас в эксплуатации. Разгерметизация твэлов, приводящая к попаданию продуктов деления в теплоноситель, стала очень редким явлением, и количество таких твэлов в настоящее время составляет менее 0,2%. Существенный рост масштабов производства топлива для ядерных реакторов обусловил необходимость разработки эффективного автоматизированного технологического и контрольного оборудования. На советских заводах по изготовлению топлива полностью автоматизированы операции сварки и заполнения топливными таблетками твэлов. Высоко механизированы ультразвуковой контроль качества сварных соединений, контроль сплошности топливного столба, плотности таблеток и т.д. Достигнутый уровень технологии практически исключает выход из строя твэлов на начальном периоде эксплуатации реактора, когда особенно проявляются дефекты производства.

На основе достижений в технологии изготовления топлива были заметно повышены эксплуатационные параметры топлива. Так топливо для реакторов ВВЭР-1000 первоначально было спроектировано для двухгодичного режима работы с максимальным выгоранием 40 ГВт-дней/т урана. Уже накопленный опыт эксплуатации в действующем реакторе и ком-





Атомный ледокол „Арктика“, введенный в эксплуатацию в 1974 г., проводит караван судов в северных водах

плекс работ в исследовательских реакторах позволяет приступить к созданию в Советском Союзе твэлов реакторов ВВЭР, рассчитанных на трехгодичный цикл эксплуатации с выгоранием 55 ГВт·дней/т урана. Начиная с 1983 г. реакторы ВВЭР-1000 будут эксплуатироваться в трехгодичном режиме. Для реакторов типа РБМК планируется достичь глубины выгорания топлива 25–30 ГВт·дней/т урана.

#### Обращение с отработавшим топливом

Развитие ядерной энергетики в Советском Союзе с самого начала планировалось с замкнутым топливным циклом, т.е. с регенерацией отработавшего топлива и использованием накопленного плутония в быстрых реакторах. Отработавшее топливо АЭС, построенных в других странах при содействии СССР, будет также перерабатываться в Советском Союзе, таким образом, СССР следует рассматривать как региональный центр по регенерации топлива АЭС.

В стандартных проектах АЭС с реакторами типа ВВЭР предусматриваются хранилища для трехлетней выдержки отработавшего топлива. Однако, вследствие задержки серийного строительства быстрых реакторов-размножителей, рассматривается создание дополнительных отдельно стоящих хранилищ отработавшего топлива, рассчитанных примерно на 10 лет работы АЭС. Это решение, однако, не исключает необходимости транспортирования и переработ-

ки выгоревшего топлива, а лишь снижает темпы их осуществления. Транспортирование отработавшего топлива с реакторов типа ВВЭР-440 осуществляется поездами, состоящими из четырех-восьми специальных вагонов-контейнеров и двух вагонов сопровождения. Для транспортирования топлива от реакторов РБМК и ВВЭР-1000 разрабатываются другие типы железнодорожных контейнеров.

В 40-х годах, когда встал вопрос о создании советской атомной промышленности, ученые Радиового института в Ленинграде разработали технологию выделения плутония из облученного топлива. В 1950 г. СССР уже обладал промышленной технологией извлечения Pu-239 из облученного природного урана. В 1952 г. началась разработка метода переработки облученного топлива, выгруженного из реактора первой АЭС в г. Обнинске. В результате многолетней работы ученых, технологов и проектировщиков была создана технология регенерации твэлов реакторов типа ВВЭР и РБМК, обеспечивающая отделение и очистку урана и плутония от продуктов деления с высокой степенью эффективности.

#### Обращение с радиоактивными отходами

Надлежащее обращение с радиоактивными отходами, образующимися на АЭС и предприятиях по регенерации отработавшего топлива, является важным объектом программы научно-исследователь-



ских и опытно-конструкторских работ, проводимых в СССР в области ядерной энергетике.

**Отходы низкой активности.** Разработана универсальная схема очистки жидких отходов низкой активности с использованием двухступенчатого процесса ионного обмена. Ионообменные смолы регенерируют и многократно используют, полученные растворы выпаривают. После затвердения остаток отправляют на захоронение, вода может быть использована для технических целей. Конечный объем нуждающихся в захоронении отходов составляет лишь 0,2 % исходного.

**Отходы средней активности.** в настоящее время содержат в емкостях из нержавеющей стали (без системы охлаждения). Для более надежного и более экономичного захоронения разработан процесс битумирования и планируется внедрение битумирования на основе роторных аппаратов производительностью 100, 200 и 500 л/ч непосредственно на АЭС. Проводится опытное хранение битумных блоков с активностью  $10^6$ – $10^7$  Бк/л в глинистых грунтах. Изучается также возможность остеклования отходов среднего уровня активности.

**Отходы высокой активности.** Остеклование рассматривается как наиболее многообещающий метод содержания высокоактивных отходов. Этот процесс всесторонне изучен и результатом является разработка одностадийного и двухстадийного вариантов высокопроизводительного метода остеклования.

Остеклованные продукты закладывают в контейнеры вместимостью 200 л и помещают в вертикальные бетонные трубы, охлаждаемые воздухом. Конструкция хранилища предусматривает возможность извлечения отвержденных отходов и загрузки их в транспортные контейнеры. Продолжительность пребывания отвержденных отходов в хранилище зависит от их начального тепловыделения. Для отходов с удельным тепловыделением  $5 \cdot 10^{13}$  Вт/м требуется шестилетняя выдержка.

Министерство геологии провело комплексное изучение геологических и гидрогеологических условий во многих районах размещения действующих и планируемых предприятий атомной промышленности. Однако результаты исследований в лабораториях и в полевых условиях не дают еще окончательного ответа на вопрос о наиболее удобных для захоронения почвах. В рассмотрении находятся породы, представленные каменной солью, глинами, гранитами, гнейсами, диабазами, порфиритами и подобными породами.

### Атомные ледоколы

Говоря о развитии атомной энергетике в СССР, нельзя не остановиться на вопросе создания атомного ледокольного флота. Освоение северных морей имеет особое значение для страны, а использование атомных ледоколов ознаменовало новую эру в освоении Северного морского пути.

Первый в мире атомный ледокол „Ленин” был построен в 1959 г. и в декабре 1979 г. отметил двадцатилетие своей работы во льдах Арктики. В 1974 г. введен в эксплуатацию ледокол „Арк-



„Ленин” – первый атомный ледокол советского флота и первый в мире. Он был построен в 1959 г.

тика” – следующий в серии атомных ледоколов, а в 1977 г. вступил в строй действующих ледокол „Сибирь”. Оба эти судна оснащены стандартной ядерной энергетической установкой мощностью 75 000 л.с. и по своим техническим характеристикам превосходят ледокол „Ленин”. Опыт работы атомных ледоколов в периоды продленной навигации, беспримерные походы ледокола „Арктика” к Северному полюсу и трансарктический высокоширотный рейс ледокола „Сибирь” убедительно продемонстрировали, что атомные ледоколы способны решать такие задачи, которые непосильны обычным ледоколам. В Советском Союзе также рассматривается вопрос об использовании ядерных лихтеровозов в арктических районах.

### Перспективы развития

Как уже отмечалось, в Советском Союзе ядерная энергетика рассматривается как один из наиболее важных энергетических источников и как средство долгосрочного решения проблем обеспечения топливно-энергетического баланса. В 1981 г. на XXVI съезде КПСС было принято решение, что обеспечение почти всего прироста производства электроэнергии в европейской части страны должно осуществляться за счет строительства АЭС и ГЭС. Принятое решение позволяет существенно смягчить проблемы топливно-энергетического баланса. Но вместе с тем, поскольку в СССР на производство электроэнергии расходуется менее 25 % ресурсов органического топлива и в ближайшее пятилетие АЭС смогут обеспечить электроэнергией только ба-



зовых потребителей в европейской части страны, вклад АЭС в топливно-энергетический баланс вряд ли превысит 10–15%. Это означает, что существенно облегчая проблемы топливно-энергетического баланса, АЭС не могут решить их кардинально. Решить эти проблемы можно лишь при существенном расширении сферы использования ядерной энергии.

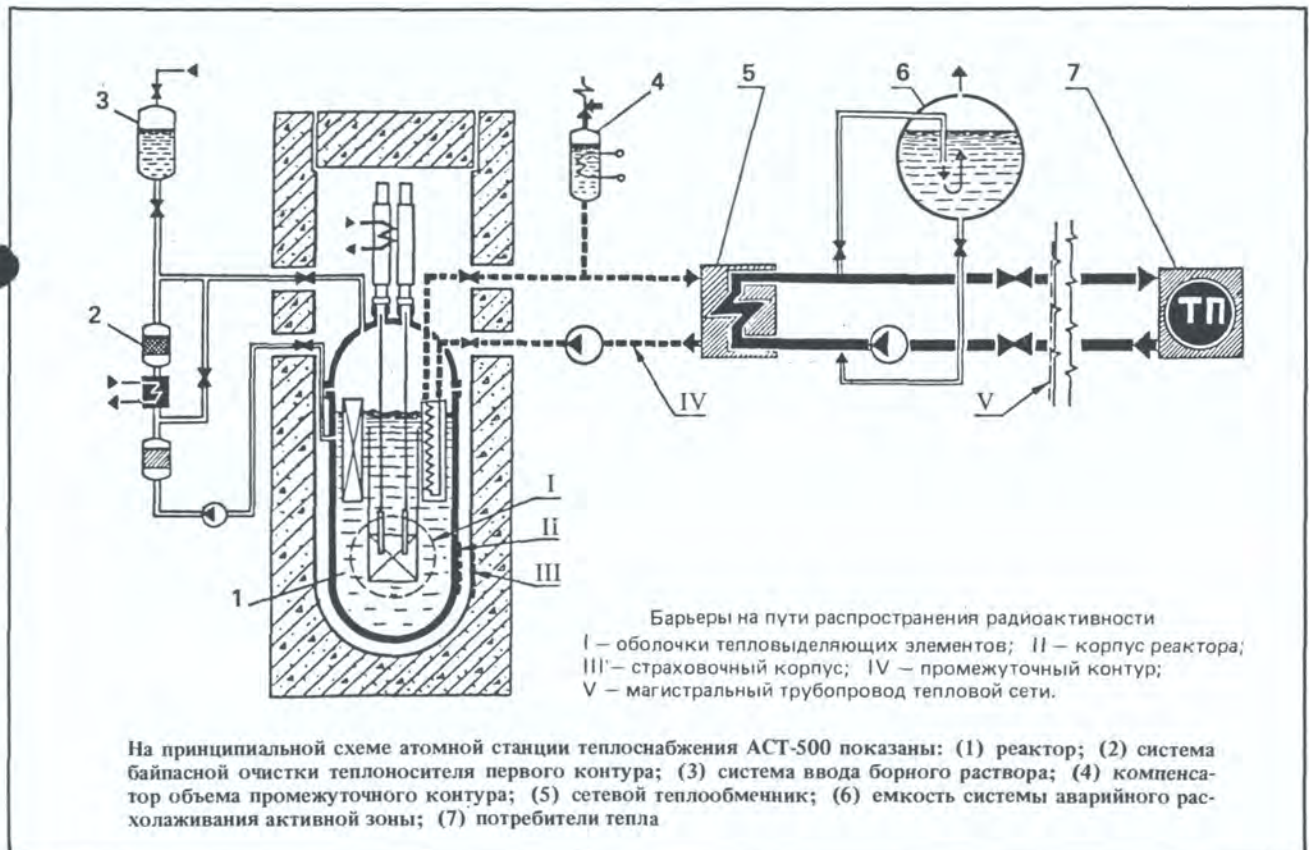
В СССР около 20% органического топлива расходуется только на централизованное теплоснабжение. Основные потребители централизованного тепла опять же размещены в европейской части страны. Таким образом, расширение области применения ядерной энергетики на централизованное теплоснабжение рассматривается как одна из наиболее важных задач на пути решения проблемы топливно-энергетического баланса.

Первые шаги в решении этих проблем уже сделаны. С 1973 г. на северо-востоке СССР в районе Чукотки уже эксплуатируется атомная теплоэлектроцентраль (АТЭЦ), снабжающая теплом и электроэнергией поселок Билибино. Также с 1973 г. быстрый реактор БН-350 успешно снабжает пресной водой и электричеством г. Шевченко со 100 000 населением. В настоящее время используются тепловые отбросы от Белоярской, Ленинградской, Курской и Чернобыльской АЭС.

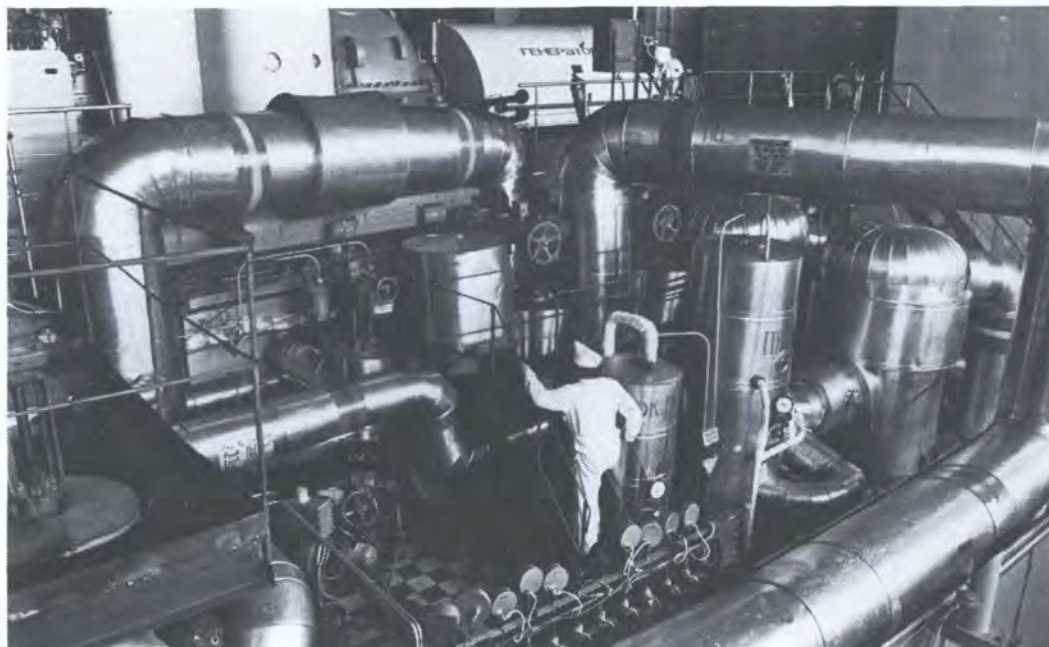
Результаты исследований показывают, что теплоснабжение от ядерных источников энергии может обеспечиваться за счет либо атомных теплоэлектроцентралей (АТЭЦ), либо атомных станций теплоснабжения (АСТ). С точки зрения термодинамики более экономичны атомные станции теплоснабже-

ния, но они более сложны в сооружении и эксплуатации. Результаты интенсивных научно-исследовательских и опытно-конструкторских, а также проектных проработок показали, что АСТ являются достаточно мощным и безопасным источником теплоснабжения (300–500 Гкал/ч), который можно размещать вблизи крупных населенных пунктов, таким образом исключая прокладку протяженных дорогостоящих теплотрасс. Первые атомные станции теплоснабжения (АСТ-500) мощностью 500 МВт<sub>Т</sub> сооружаются в г. Горьком и г. Воронеже, а в будущем ожидается широкое использование большого числа таких станций. Сооружение атомных станций теплоснабжения обходится дороже, чем котельных на органическом топливе, но благодаря низким затратам на топливную составляющую, стоимость производства тепла будет примерно вдвое ниже, чем при использовании органического топлива. Начато строительство первой крупной атомной теплоэлектроцентрали под Одессой. В качестве источника энергии выбран реактор ВВЭР-1000.

Более 15% органического топлива в СССР используется непосредственно в промышленности — включая химию, металлургию и т.д. — внедрение высокотемпературных реакторов для промышленного производства тепла и для производства синтетического топлива рассматривается как еще одна возможность расширения области применения ядерной энергетики и таким образом экономии ресурсов традиционного топлива. В этом направлении также ведутся исследования и разработки.

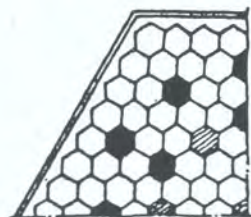






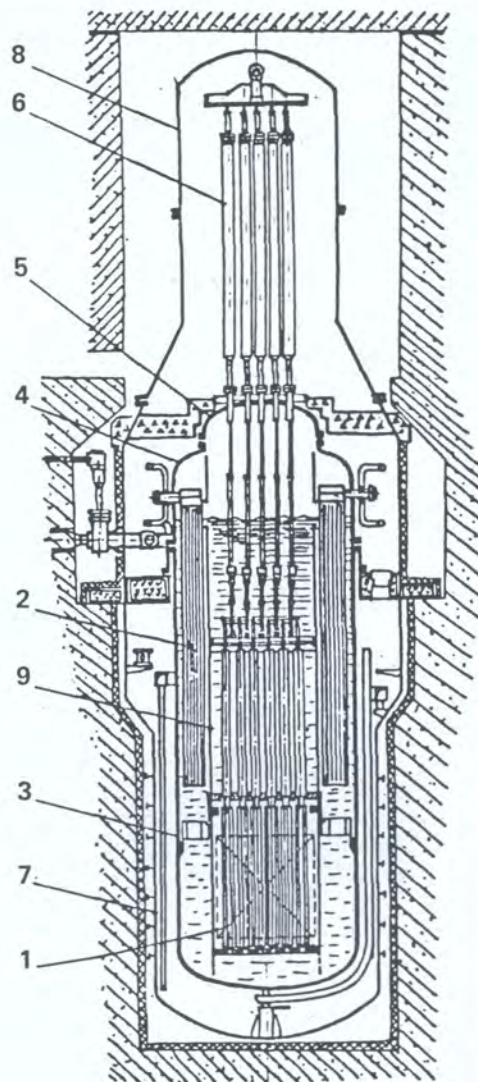
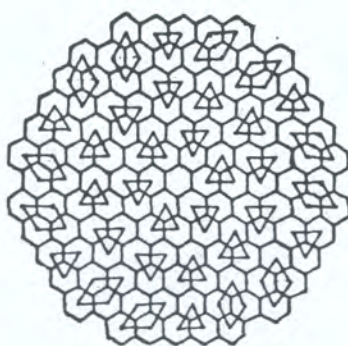
Турбинный зал Билибинской АЭС, которая снабжает электроэнергией и теплом поселок на Чукотке

Состав кассеты



- ПЭЛ
- ◐ СВП
- ТВЭЛ

Картограмма активной зоны



На сечении реактора атомной станции теплоснабжения АСТ-500 показаны: (1) активная зона; (2) теплообменник; (3), (4) нижняя и верхняя части корпуса реактора; (5) крышка реактора; (6) приводы регулирующих стержней; (7), (8) нижняя и верхняя части страховочного корпуса; (9) шахта тягового участка контура естественной циркуляции

Очевидно, что широкое внедрение ядерной энергетики в наиболее энергоемких отраслях государственной экономики требует надежного обеспечения ее ядерным горючим. Именно по этой причине первоочередной задачей считается внедрение быстрых реакторов-размножителей. Одной из важнейших задач атомной промышленности в связи с этим является серийное производство реакторов-размножителей.

#### Сотрудничество в рамках СЭВ

В области ядерной энергетики СССР широко сотрудничает со странами-членами Совета Экономической Взаимопомощи (СЭВ). Долговременная программа сотрудничества в области энергии, топлива и сырья предусматривает техническое сотрудничество в строительстве и вводе в эксплуатацию АЭС в странах СЭВ. В качестве основного типа реактора для развития ядерной энергетики в странах-членах СЭВ на первой стадии выбран реактор ВВЭР-440, а на второй — ВВЭР-1000. К 1990 г. страны-члены СЭВ (включая СССР) планируют построить АЭС

с общей установленной мощностью около 37 000 МВт. Международная коммерческая организация „Интератомэнерго” была создана для сотрудничества в изготовлении и использовании оборудования для АЭС в странах-членах СЭВ. Югославия также принимает участие в этой деятельности. Уже введены в эксплуатацию четыре реактора ВВЭР-440 в ГДР, четыре — в Болгарии, 2 — в Чехословакии. Недавно сооружен первый блок в Венгрии, Польша и Куба приступили к сооружению АЭС. Общая установленная мощность АЭС в странах-членах СЭВ, включая СССР, к 1990 г. достигнет 100 000—120 000 МВт.

Как достигнутые успехи, так и планы дальнейшего развития ядерной энергетики в СССР и других странах-членах СЭВ выглядят впечатляюще, особенно на фоне хорошо известных трудностей и проблем в этой области во многих странах мира. Я убежден, что успешная реализация в СССР и других странах-членах СЭВ планов развития ядерной энергетики внесет существенный вклад в развитие мировой ядерной энергетики.