

Атомная энергетика в СССР

И. С. Желудев и Л. В. Константинов

Более 25 лет назад впервые в мире дала промышленный ток Первая атомная электростанция, сооруженная в г. Обнинске, недалеко от Москвы. Мощность ее 5 МВт (эл.), во много раз меньше мощности современных АЭС, но ее пуск ознаменовал начало новой эры — эры атомной энергетике. Общий вид Первой АЭС показан на рис. 1. Год спустя, в 1955 году, советские ученые рассказали на 1-й Международной конференции по мирному использованию атомной энергии в Женеве о конструктивных особенностях АЭС и об опыте ее эксплуатации.

Успешное строительство Первой АЭС стало возможным на базе созданной к тому времени в СССР атомной промышленности. Научное руководство большим коллективом советских ученых, конструкторов, инженеров, участвовавших в сооружении Первой АЭС, осуществлял выдающийся ученый и талантливый организатор академик И. В. Курчатov. Многие из его соратников и учеников продолжают успешно трудиться над развитием советской атомной энергетике. Первая АЭС по-прежнему работает и используется для проведения исследований и подготовки технических кадров.

Рост атомной энергетике СССР характеризуется следующими основными этапами: через четыре года после пуска Первой АЭС была сдана Сибирская АЭС электрической мощностью 100 МВт. Впоследствии ее мощность была доведена до 600 МВт (эл.). Затем дали промышленный ток Белоярская, Ново-Воронежская, Кольская, Ленинградская, Армянская и другие АЭС. Нарастание мощностей тепловых и атомных электростанций Советского Союза иллюстрирует табл. 1. На сегодня установленные энергетические атомные мощности СССР составляют около 12 000 МВт (эл.). Для сравнения приведен рост мощностей всех электростанций СССР начиная с 1921 года; в этом году началась реализация первого долгосрочного плана электрификации страны (ГОЭЛРО), подготовленного по инициативе основателя Советского государства В. И. Ленина. План ГОЭЛРО предусматривал сооружение в течение 10-12 лет 30 электростанций общей мощностью 1740 МВт (эл.) и был выполнен в 1931 году.

СОВЕТСКИЙ ТИП РЕАКТОРА

Выбор графита в качестве замедлителя ядерного реактора Первой АЭС и воды в качестве теплоносителя опирался на широкий круг научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ. Были изучены различные типы ядерных реакторов, в том числе реакторы с водой под давлением (PWR), с кипящей водой (BWR), с газовым и натриевым теплоносителем. Как показало дальнейшее развитие реакторостроения, уран-графитовые каналные реакторы, охлаждаемые

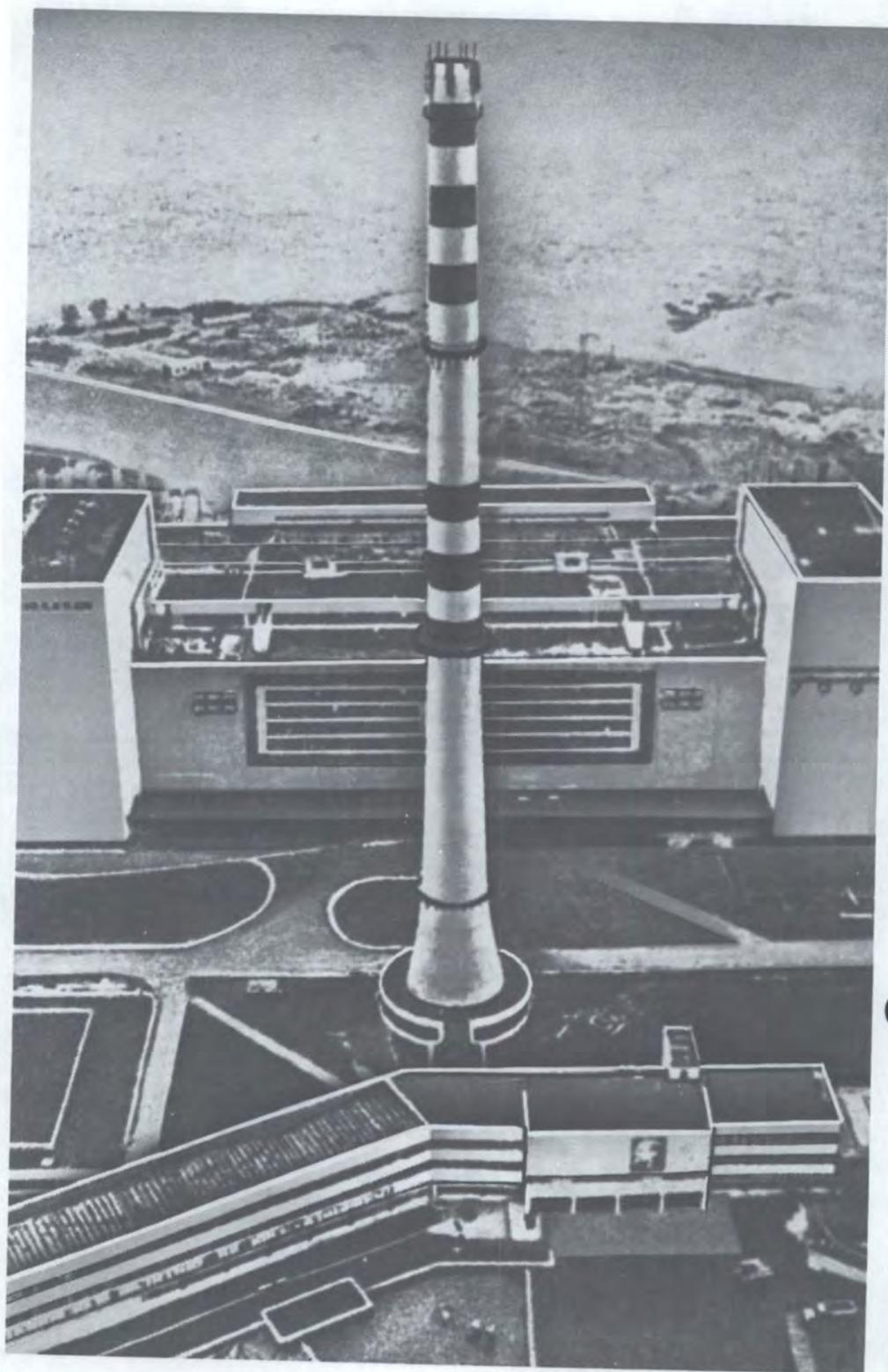
Проф. Желудев является заместителем Генерального директора, Департамент технических операций, МАГАТЭ; д-р Константинов — координатор по научным вопросам, Программа разработки норм безопасности АЭС, ПРНБ АЭС, Отдел ядерной безопасности и защиты окружающей среды, МАГАТЭ.



Рис. 1. Первая атомная электростанция в Обнинске.

Таблица 1. Рост производства электроэнергии в СССР

Год	Установленная мощность электростанций (10^6 кВт)		Производство электроэнергии в год	
	Тепловые и атомные электростанции	Атомные электростанции	10^9 кВт·ч	Производство электроэнергии, кВт·ч на душу населения
1921	1,2	—	0,5	4
1927	1,7	—	4,2	25
1940	11,2	—	48,3	256
1945	11,1	—	43,2	250
1950	19,6	—	91,2	480
1960	66,7	0,605	292	1365
1970	167,5	1,0	740	3060
1975	220,5	4,7	1038	4100
1980	290 (планируется)	~ 18,0 (планируется)	1340-1380 (планируется)	5200



кипящей водой, не только успешно конкурируют с точки зрения экономики с другими вариантами энергетических реакторов, но и с обычными угольными электростанциями. Такие реакторы, известные как "советский тип" (ввиду оригинальности их конструкции), электрической мощностью по 1000 и более мегаватт, обеспечат примерно половину мощности всех АЭС в СССР в течение ближайших 10-15 лет. Другим типом, на котором будет базироваться советская атомная энергетика и атомная энергетика других стран-членов СЭВ, является ВВЭР — корпусной реактор с водой под давлением, аналогичный широко распространенному в мире реактору PWR. Ввиду их схожести мы не будем подробно останавливаться на конструкции ВВЭР, а ограничимся лишь описанием некоторых особых характеристик уран-графитовых каналных реакторов.

Представителем реакторов этого типа является РБМК-1000 электрической мощностью 1000 МВт. Первая из серии АЭС с такими реакторами была сдана в эксплуатацию в 1973 году вблизи Ленинграда. В настоящее время работает семь таких блоков, и в стадии строительства находятся еще столько же. Выявлена возможность форсирования мощности этих реакторов в 1,5 раза без существенных конструктивных изменений и при сохранении габаритов реактора. Повышение мощности достигается за счет значительного увеличения удельной энергонапряженности топлива и интенсификации теплообмена в активной зоне. Уже сооружается АЭС с реакторами РБМК-1500 электрической мощностью каждого блока по 1500 МВт. Строительство АЭС с РБМК-1500 планируется и в дальнейшем.

Общий вид первой очереди Ленинградской АЭС им. В. И. Ленина показан на рис. 2; разрез одного из серийных блоков мощностью 1000 МВт (эл.) и упрощенная тепловая схема показаны соответственно на рис. 3 и 4. Основные характеристики реакторов РБМК-1000 и РБМК-1500 приведены в табл. 2. Охлаждение тепловыделяющих элементов, размещенных в вертикальных циркониевых каналах, осуществляется кипящей водой. Пар, отделенный от воды в четырех барабанах-сепараторах, подается на две турбины насыщенного пара мощностью по 500 МВт (эл.) каждая, а вода возвращается с помощью восьми циркулярных насосов в каналы реактора. Таким образом, в циркуляционном контуре реактора отсутствуют теплообменники, и его рабочий цикл аналогичен рабочему циклу реакторов типа BWR.

Большим достоинством уран-графитовых каналных реакторов является возможность строительства их на базе обычных неспециализированных машиностроительных заводов в связи с отсутствием корпуса высокого давления и теплообменников, необходимых для PWR. Осуществление перегрузки топлива без снижения мощности (перегрузка "на ходу") позволяет своевременно удалять выявленные дефектные топливные сборки и поддерживать минимально необходимый запас реактивности. Все это в конечном счете дает возможность достаточно быстро строить такие АЭС и обеспечивать высокий коэффициент использования их мощности. К недостатку подобных реакторов можно отнести разветвленную сеть коммуникаций контура охлаждения, что приводит к большему, чем для ВВЭР,

Рис. 2. Первая очередь Ленинградской АЭС им. В. И. Ленина.

Таблица 2. Характеристики реакторов типа РБМК

ПАРАМЕТРЫ	РБМК-1000	РБМК-1500	РБМКП-2400
Тепловая мощность, МВт	3 200	4 800	6 500
Электрическая мощность, МВт (эл.)	1 000	1 500	2 400
Число турбин x мощность турбогенераторов, МВт (эл.)	2X 500	2X 750	2X 1200
КПД, %	30,4	31,3	37,0
Размеры активной зоны, м:			
высота	7,0	7,0	7,0
диаметр или (ширина x длина)	11,8	11,8	(7,5X 27)
Число каналов:			
а) испарительных	1 693	1 661	1 920
б) перегревателей	—	—	960
Первичная загрузка урана, т	192	189	293
Топливо	UO ₂	UO ₂	UO ₂
Обогащение, %	1,8	1,8	1,8 и 2,3
Средняя глубина выгорания урана, МВт·сут/т	18 100	18 100	19 000
Материал оболочек твэлов	Циркониевый сплав	Циркониевый сплав	Циркониевый сплав Нержавеющая сталь
Расход воды через реактор, т/ч	37 500	29 000	39 300
Паропроводимость реактора, т/ч	5 400	8 200	8 580
Параметры пара перед турбинами:			
давление, бар	65	65	65
температура, С ⁰	280	280	450

капитальным затратам. Однако, как будет показано ниже, целесообразность строительства АЭС с РБМК-1000 и РБМК-1500, так же как и ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 в Европейской части Советского Союза уже в настоящее время полностью обоснована экономически.

Дальнейшим этапом развития уран-графитовых канальных реакторов является разработка проекта РБМКП-2400 единичной электрической мощностью блока 2400 МВт. Главной конструктивной особенностью реактора является секционно-блочное его изготовление и наличие пароперегревательных каналов. Конструктивно активная зона прямоугольной формы собирается из 12 секций, включая 4 секции для перегрева пара. Эти секции серийно изготавливаются на заводе, до-

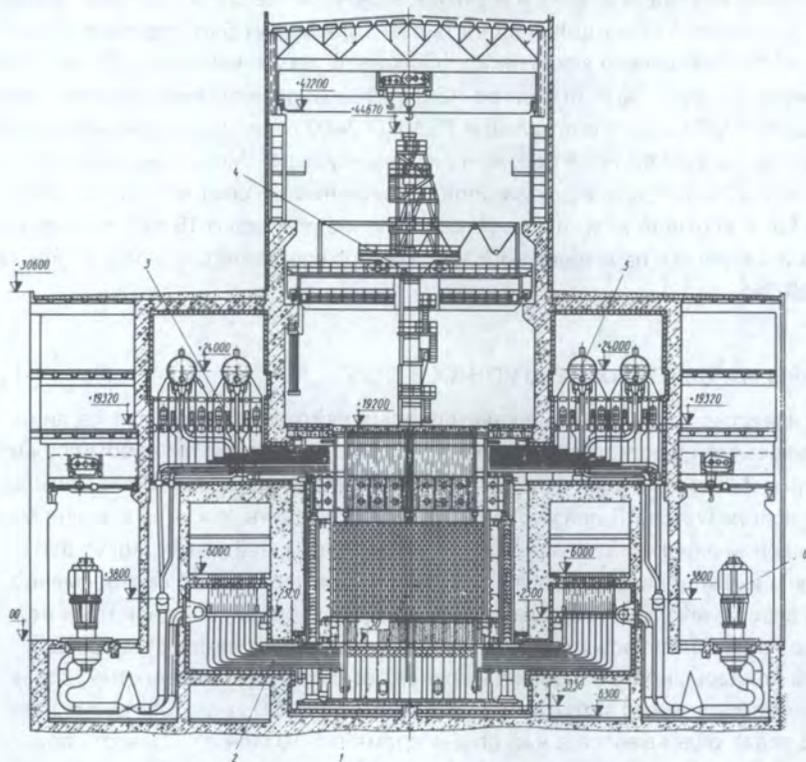
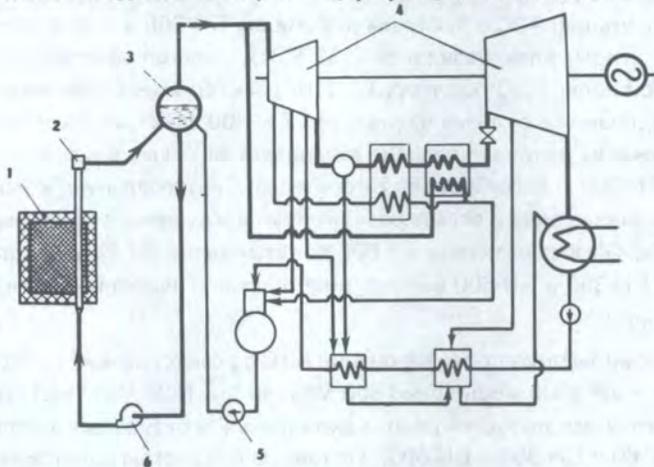


Рис. 3. Разрез одного из блоков серии РБМК. (1 — активная зона реактора; 2 — трубопроводы подачи теплоносителя; 3 — трубопроводы пароводяной смеси; 4 — разгрузочно-загрузочная машина; 5 — барабаны-сепараторы; 6 — циркуляционный насос).

Рис. 4. Упрощенная тепловая схема АЭС с РБМК-1000. (1 — реактор; 2 — топливный канал; 3 — барабан-сепаратор; 4 — турбогенератор; 5 — питательный водяной насос; 6 — циркуляционный насос).



ставляются по железной дороге и монтируются на месте строительства. В зависимости от количества секций мощность реактора может быть увеличена или уменьшена по требованию заказчика. (Основные характеристики РБМКП-2400 приведены в табл. 2). Строительство АЭС с такими реакторами предполагается начать после 1985 года. Конструкция РБМКП-2400 базируется на накопленном в Советском Союзе опыте по ядерному перегреву пара. Можно напомнить, что Белоярская АЭС на Урале с двумя блоками мощностью соответственно 100 и 200 МВт (эл.) успешно эксплуатируется в течение примерно 15 лет, причем температура перегретого пара на выходе из реактора составляет $520-540^{\circ}\text{C}$ при давлении 100 бар.

РЕАКТОРЫ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ В СССР

Хорошо известно, что в реакторах на тепловых нейтронах используется лишь 1-2% заключенной в естественном уране энергии, поскольку топливом служит изотоп уран-235, а уран-238, которого в естественном уране в 140 раз больше, почти не используется. В связи с этим важно определить, в какой степени масштабы ядерной энергетики с реакторами на тепловых нейтронах могут быть ограничены имеющимися ресурсами ядерного горючего, чтобы своевременно ввести в строй реакторы-бридеры. Такие реакторы-бридеры на быстрых нейтронах должны обеспечить ядерным топливом не только вновь строящиеся реакторы-бридеры, но и сооруженные ранее реакторы на тепловых нейтронах. Мировые запасы урана с затратами на извлечение до 100 долл. США/кг (в ценах 1973 года) оцениваются в настоящее время в 5-10 млн.т. Однако при строительстве только реакторов на тепловых нейтронах оказывается, что разведанные запасы урана (без запасов в морской воде), экономически выгодные для извлечения с современной точки зрения, не намного превышают по энерго-ресурсам существующие запасы нефти и газа.

В Советском Союзе научно-исследовательские работы по обоснованию, а затем сооружению реакторов на быстрых нейтронах ведутся с 1949 года. После накопления опыта работы на первых исследовательских и демонстрационных реакторах на быстрых нейтронах БР-2, БР-5, БОР-60 в 1973 году была сдана в промышленную эксплуатацию АЭС с быстрым реактором БН-350 в г. Шевченко на Каспийском море. Кроме электроэнергии (150 МВт), реактор обеспечивает опреснение соленой воды (120 тыс.т/сут.). Этот реактор имеет "петлевую" компоновку оборудования в отличие от реактора БН-600 электрической мощностью 600 МВт, сооружение которого недавно завершено на Урале, в районе Свердловска. Реактор БН-600 – бассейнового типа и имеет "интегральную" компоновку, при которой активная зона и весь первый контур погружены в бак с расплавленным натрием. Разрез реактора БН-600 показан на рис.5. Опыт эксплуатации реакторов БН-350 и БН-600 выявит достоинства и недостатки каждого из типов компоновки.

В настоящее время ведется проектирование АЭС с реакторами на быстрых нейтронах БН-800 и БН-1600 мощностью 800 МВт (эл.) и 1600 МВт (эл.), соответственно. При этом используется опыт, накопленный в результате эксплуатации реакторов БОР-60 и БН-350 и БН-600. Основные параметры советских быстрых реакторов приведены в табл.3.

Таблица 3. Характеристики реакторов на быстрых нейтронах

ПАРАМЕТРЫ	БН-350 (в эксплуатации)	БН-600 (в эксплуатации)	БН-1600 (в стадии разработки)
Тепловая мощность, МВт	1000	1470	~4000
Электрическая мощность, МВт (эл.)	350 или 150 МВт (эл.) +120 000 т опресненной воды в день	600	1600
КПД, %	35	42	~40
Диаметр/высота активной зоны, см	150/100	205/75	330/100
Максимальная плотность потока нейтронов, $\text{с}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}$	$8 \cdot 10^{15}$	10^{16}	10^{16}
Первоначальная загрузка активной зоны ^{235}U или ^{239}Pu , т	($\text{UO}_2 - \text{PuO}_2$)	($\text{UO}_2 - \text{PuO}_2$)	(PuO_2)
Средняя глубина выгорания топлива, %	5 %	10 %	10 %
Максимальная плотность тепловыделения, кВт/л	780	840	710
Теплоноситель реактора	Натрий	Натрий	Натрий
Температура натрия на выходе, $^{\circ}\text{C}$	500	500	530-550
Последовательные контуры теплоносителя	Натрий/ натрий/вода и пар	Натрий/ натрий/вода и пар	Натрий/ натрий/вода и пар
Температура пара, $^{\circ}\text{C}$	435	500	490-510
Давление пара, бар	50	130	~140
Время работы между перегрузками, сут	55	150	120
Место расположения АЭС	г. Шевченко (на берегу Каспийского моря)	г. Белоярск (около Свердловска)	еще не выбрано

В период 10-й пятилетки (1976-1980 гг.) на атомные электростанции приходится 20% всех вводимых в СССР электрогенерирующих мощностей, что соответствует возрастанию мощности действующих АЭС примерно в 3 раза. На долю АЭС в конце 1980 года планируется выработка около 10% всей электроэнергии,

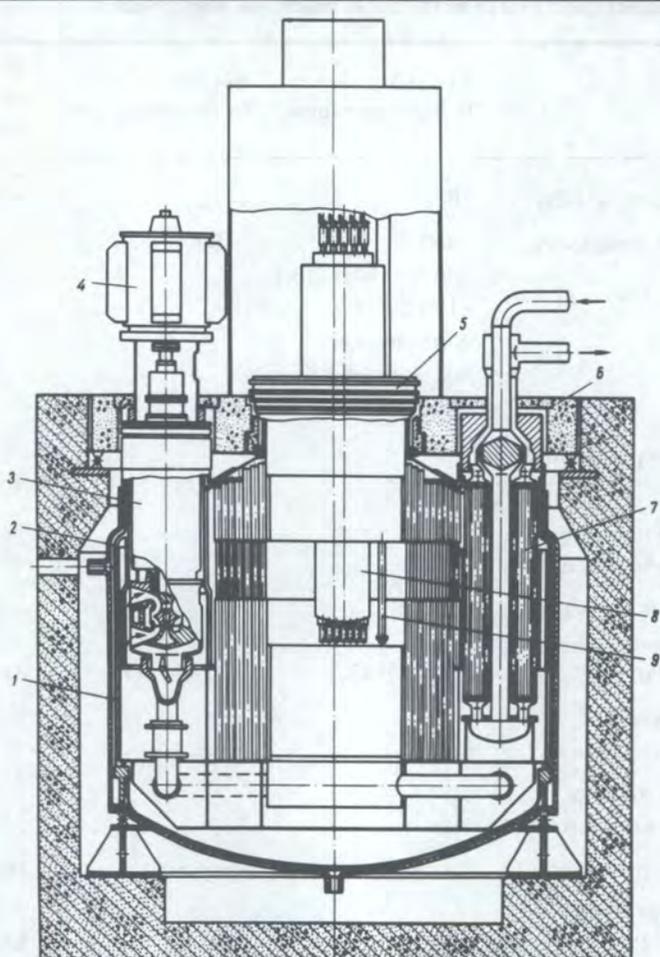


Рис.5. Разрез реактора БН-600. (1 — опорный пояс; 2 — бак с натрием; 3 — насос; 4 — электродвигатель; 5 — поворотные пробки; 6 — верхняя неподвижная защита; 7 — теплообменник (натрий-натрий); 8 — центральная колонна с механизмами СУЗ; 9 — механизм перегрузки).

потребляемой в Европейской части СССР, или 5,8% общего производства в стране против 1,9% в 1975 году. Опережение строительства АЭС в Европейской части планируется и в дальнейшем. В ближайшие 10-12 лет мощность АЭС в стране возрастет примерно до 90 000 МВт (эл.). После 1990 года все большая доля АЭС будет строиться с отработанными к тому времени реакторами-бридерами БН-1600.

Генеральной линией перспективного развития советской атомной энергетики является строительство реакторов на быстрых нейтронах. Однако в настоящее время и до конца столетия основу ядерной энергетики СССР будут составлять

тепловые реакторы типа РБМК и ВВЭР. После 1990 года намечается широкое строительство серийных реакторов-бридеров, которые смогут дать значительный вклад в энергетику страны в начале следующего столетия.

Следует учесть, что планируемый срок эксплуатации АЭС с реакторами на тепловых нейтронах составляет не менее 30 лет. Таким образом, к концу нашего века будут одновременно работать как энергетические реакторы-бридеры, так и реакторы на тепловых нейтронах, взаимно дополняя друг друга. Причем, предполагается, что реакторы-бридеры должны работать в основном в базисном режиме, обеспечивая расширенное воспроизводство топлива для новых бридеров и для реакторов на тепловых нейтронах. Последние же должны компенсировать суточные и сезонные изменения потребления электроэнергии.

ЯДЕРНЫЕ И ДРУГИЕ ИСТОЧНИКИ ЭНЕРГИИ

Советский Союз относится к небольшому числу промышленно развитых стран, обладающих значительными запасами энергоресурсов. По оценке специалистов, на территории СССР залегают до 30% мировых запасов нефти, до 40% газа и до 50% угля. Однако 90% этих запасов и 80% гидроэнергоресурсов находятся за пределами Европейской части СССР, где проживает около 75% населения страны и потребляется примерно 80% всей энергии. Это приводит к необходимости транспортировать топливо на расстояния в среднем 800-900 км и передавать электроэнергию на многие тысячи километров. Достаточно отметить, что уже сейчас около 40% грузооборота страны занимает топливо. Из сказанного следует, что для обеспечения растущих потребностей Европейской части СССР в энергии необходимо вовлечение в энергоснабжение более калорийных видов, чем обычное топливо, каким и является ядерное горючее.

Именно экономика определяет масштабы, темпы роста мощностей и роль ядерной энергетики в энергоснабжении страны. Несмотря на то, что удельные капиталовложения при строительстве АЭС выше, чем при строительстве обычных электростанций, сооружение АЭС в Европейской части СССР уже сейчас оказывается экономически целесообразным даже в случае возрастания удельных капитальных затрат в 1,5 раза. При решении вопроса о строительстве обычной станции или АЭС в экономических расчетах учитывается как необходимость расширения соответствующей топливной базы, так и транспортные расходы по перевозке топлива.

Важное значение при решении вопросов энергоснабжения имеет проблема защиты населения и уменьшение загрязнения окружающей среды. При современном топливном балансе потребление кислорода на сжигание топлива на территории многих промышленно развитых стран в несколько раз больше, чем воспроизводство его в результате фотосинтеза, и эти страны могут существовать только за счет подтока кислорода из экваториальных районов, где его воспроизводство значительно превышает потребление.

Во всем мире в настоящее время энергетические установки ежегодно выбрасывают в атмосферу 200-250 млн. т золы и около 60 млн. т сернистого ангидрида. В перспективе к 2000 году эти выбросы могут возрасти в 5-6 раз и стать угрожающими. Атомные же электростанции являются наиболее чистыми из существующих промышленных источников энергии. Сказанное в полной мере от-

Таблица 4. Мощность АЭС в странах СЭВ

	СОСТОЯНИЕ И МОЩНОСТЬ		
	Действующие, суммарная мощность, МВт (эл.) (количество блоков)	Строящиеся, суммарная мощность, МВт (эл.) (количество блоков)	Вступят в строй к 1990 году, МВт (эл.)
СССР	12 000 (32)	13 760 (15)	~90 000
Болгария	880 (2)	880 (2)	
Чехословакия	880 (2)	2 640 (6)	
Куба	—	440 (1)	
Германская Демократическая Республика	1 830 (5)	1 760 (4)	37 000
Венгрия	—	880 (2)	
Польша	—	880 (2)	
Румыния	—	—	
ВСЕГО	15 590 (41)	21 240 (32)	~120 000
	36 830 (73)		

носится к Европейской части Советского Союза, где уже существуют необходимые условия для широкого развития атомной энергетики.

Развитие ядерной энергетики принесло с собой для человечества и новую заботу — заботу о предотвращении загрязнения окружающей среды радиоактивными продуктами деления ядер урана и плутония. В Советском Союзе вопросам обеспечения безопасности АЭС постоянно уделяется большое внимание. Разработаны научно обоснованные нормы и правила ядерной и радиационной безопасности при проектировании, строительстве и эксплуатации АЭС, созданы специальные органы надзора за безопасностью АЭС. Можно с уверенностью сказать, что принятие должных инженерных и организационных мер предосторожности обеспечивает в настоящее время возможность безопасного развития атомной энергетики в широком масштабе. Особого внимания заслуживает обеспечение безопасности атомных котельных, строительство которых является экономически выгодным вблизи больших городов.

АТОМНАЯ ЭНЕРГЕТИКА В СТРАНАХ СЭВ

Советский Союз оказывает многостороннюю помощь социалистическим странам, входящим в Совет Экономической Взаимопомощи (СЭВ), в том числе и

в строительстве АЭС в этих государствах. В ГДР были введены в эксплуатацию АЭС в г. Рейнсберг (1966 год), АЭС "Бруно Лойшнер" (три блока с реакторами ВВЭР по 440 МВт (эл.) в период с 1973 по 1977 годы). Продолжается строительство следующих энергетических блоков этой АЭС. В ЧССР АЭС в Ясловске-Богунце строится с несколькими блоками по 440 МВт (эл.) каждый; первый и второй блоки вошли в строй соответственно в 1978 и в 1980 годах. В НРБ работает АЭС "Козлодуй" с двумя блоками по 440 МВт (эл.) и строятся следующие блоки этой АЭС. АЭС строятся в ВНР (АЭС "Пакш") и в Польше, планируется строительство АЭС на Кубе. Кроме того, в Финляндии работает АЭС с двумя советскими реакторами ВВЭР мощностью по 440 МВт (эл.) каждый.

Значение атомной энергетики растет в социалистических странах с каждым годом. В соответствии с одобренной в 1978 году на XXXII заседании Сессии СЭВ "Долгосрочной целевой программой сотрудничества в области энергии, топлива и сырья", на территории этих стран, не включая СССР, будут построены АЭС общей мощностью 37 000 МВт (эл.). Таким образом, суммарная мощность АЭС в странах-членах СЭВ вместе с Советским Союзом достигнет к 1990 году примерно 120 000 МВт (эл.), что эквивалентно экономии около 240 млн. т условного топлива в год. В процессе изготовления оборудования для АЭС участвуют десятки специализированных предприятий социалистических стран, обеспечивая развитие атомной энергетики ускоренными темпами. Ожидается, что к концу столетия АЭС будут вырабатывать 40-45% всей электроэнергии в странах-членах СЭВ.

НЕКОТОРЫЕ СООБРАЖЕНИЯ ОТНОСИТЕЛЬНО ПЕРСПЕКТИВ РАЗВИТИЯ

Если на первых порах энергия атома использовалась главным образом для выработки электроэнергии, то уже сейчас ясно, что область ее применения будет в дальнейшем расширяться. Дело в том, что в общем потреблении энергоресурсов в Советском Союзе электроэнергетика занимает сейчас около 25%, а 75% энергетических ресурсов (главным образом нефть, газ и уголь) расходуются для получения промышленного и бытового тепла и на транспорте, а также в виде тепла и химических компонентов для металлургических и химических процессов. В Советском Союзе на выработку тепла среднего и низкого потенциала (до 200-300°С) для промышленного и коммунально-бытового снабжения расходуется до 35-40% энергоресурсов. Причем, централизованное теплоснабжение по стране превышает 50% общих потребностей в тепле за счет комбинированной выработки тепла и электроэнергии. Отсюда ясно, что уже в настоящее время имеются все необходимые условия для использования атомной энергии в этой области народного хозяйства, что значительно снизит сжигание нефти и газа — ценного для химической промышленности сырья. Разработка атомных котельных для целей теплоснабжения, учитывая их экономическую целесообразность, ведется в СССР ускоренными темпами. Например, ведутся работы по строительству реакторов тепловой мощностью 500 МВт каждый для централизованного теплоснабжения в городах Горький и Ново-Воронеж.

В перспективе атомные реакторы смогут обеспечить промышленность и необходимым высокопотенциальным теплом для ведения технологических процессов при температуре порядка 1000°С. Возможно, что в будущем значительно-

ная часть автономных средств транспорта будет потреблять в виде топлива полученный с помощью атомной энергии водород, не загрязняющий атмосферу продуктами сгорания, как это имеет место в настоящее время.

В СССР, как и в других странах, обсуждается целесообразность строительства не отдельных АЭС, разбросанных по территории страны, а энергетических комплексов мощностью в несколько десятков тысяч мегаватт. Такие комплексы должны включать в свой состав не только АЭС, но и предприятия топливного цикла и места захоронения радиоактивных отходов. Подобные комбинаты позволят значительно сократить или даже исключить перевозки радиоактивных материалов за его пределы. Они благоприятно содействовали бы сохранению окружающей среды путем создания их в малонаселенных районах с землями, мало пригодными для сельского и лесного хозяйства. И в этом вопросе решающее слово остается за экономикой и за обеспечением защиты окружающей среды.

В докладе говорилось о долгосрочной программе широкого развития атомной энергетики как в СССР, так и в отдельных странах СЭВ. Невольно возникает вопрос о других возможных источниках энергии и их значении в энергетическом балансе стран-членов СЭВ. Почему именно за счет ядерной энергетики будет главным образом скомпенсирован растущий дефицит обычного топлива? Ведь можно, казалось бы, широко использовать энергию Солнца, приливов, ветра и тепла недр Земли. Однако подробный анализ, проведенный специалистами, показывает, что все эти пути целесообразны только при решении частных задач энергоснабжения сравнительно небольших районов с соответствующими благоприятными условиями и не могут стать основой энергоснабжения всей страны. Их использование покрывает в лучшем случае 1-2% потребности в энергии. Это, конечно, ни в коем случае не означает, что ими можно пренебречь. Для решения местных энергетических нужд возобновляемые источники энергии будут весьма полезными.

Кардинальным решением энергетической проблемы, несомненно, является овладение управляемым термоядерным синтезом. Работы в этой области были начаты в Советском Союзе в 1950 году. С тех пор достигнуты значительные успехи в получении высокотемпературной плазмы и в понимании ее поведения, что позволило начать подготовку к созданию демонстрационного термоядерного реактора. Но это — тема другой лекции.