

# IV МЕЖДУНАРОДНАЯ КОНФЕРЕНЦИЯ ООН ПО МИРНОМУ ИСПОЛЬЗОВАНИЮ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ (Женева, 6—16 сентября 1971 г.)

## ДОКЛАДЫ СОВЕТСКИХ УЧЕНЫХ

### Перспективы развития ядерной энергетики СССР

А. М. ПЕТРОСЬЯНЦ, А. П. АЛЕКСАНДРОВ, Н. А. ДОЛЛЕЖАЛЬ, А. И. ЛЕЙПУНСКИЙ  
(Государственный комитет по использованию атомной энергии СССР)

IV Международная конференция ООН по использованию атомной энергии в мирных целях проводится в условиях, когда в ряде стран мира уже действуют крупные промышленные атомные электростанции и развернулось их широкое строительство. Прошедшие семь лет после III конференции были годами интенсивного и успешного экономического утверждения ядерной энергетики как нового источника производства электроэнергии. Можно считать, что 60-е годы в основном были периодом поисков наилучших типов реакторов и их отработки в условиях промышленной эксплуатации. Сейчас начался период использования АЭС, основанных на сравнительно ограниченном числе типов и модификаций тепловых реакторов (до 2—3 в стране).

Масштабы строительства, планы и прогнозы развития АЭС во многих странах свидетельствуют о все возрастающей, а для некоторых стран решающей роли ядерной энергетики уже в ближайшем будущем. Ядерная энергетика формируется в крупную отрасль энергетического производства [1].

Результативность и экономический эффект использования АЭС можно оценить уже на основе реальной энерговыработки промышленного масштаба. Полезный эффект от внедрения АЭС, очевидно, будет возрастать.

Не менее важной является моральная сторона дела: успехи ядерной энергетики свидетельствуют о том, что важное открытие нашей эпохи — атомная энергия — может и должно быть широко использовано в мирных целях на благо человечества.

#### Факторы, определяющие подход к развитию ядерной энергетики СССР

Советский Союз относится к числу стран, хорошо обеспеченных природными энергетическими ресурсами. За последние годы были

открыты новые большие запасы угля, нефти, газа. Интенсивно развивается топливно-энергетическая база. Производство электроэнергии ежегодно увеличивается на 7—8%, в 1970 г. оно составило 740 млрд. *квт·ч*. Мощность всех электростанций страны достигла к настоящему времени 170 млн. *квт*.

Строятся экономичные тепловые электростанции мощностью 1200, 2400 и 3600 *Мвт*. Они оснащаются энергоблоками 200, 300, 500 и 800 *Мвт*, в том числе и на сверхкритических параметрах пара. Развиваются электросети напряжением 400, 500 и 750 *кв*. Освоена передача постоянного тока при напряжении 800 *кв*. Ведутся работы по созданию и освоению электротрансформации напряжением 1000—1200 *кв* переменного и 1500 *кв* постоянного тока.

Запасы органического топлива в нашей стране позволяют решить задачу дальнейшего развития энергетических мощностей на основе классической энергетики. Однако в СССР наблюдается некоторое несоответствие между размещением экономичных энергетических ресурсов и потребителей энергии.

Огромным потенциалом топлива и энергии и исключительно благоприятными технико-экономическими показателями использования энергоресурсов располагают восточные районы страны. Велики энергетические ресурсы Казахстана, Сибири и Средней Азии.

Промышленность Европейской части СССР и Урала, имеющая материально-техническую базу, трудовые ресурсы и необходимое сырье, вместе с тем испытывает возрастающий дефицит экономичных топливно-энергетических ресурсов.

Таким образом, вопрос о масштабах и темпе роста мощностей ядерной энергетики в энергообеспечении нашей страны является экономическим вопросом и решается в первую очередь для Европейской части страны.



За последние годы проведен ряд расчетов применительно к изменившимся экономическим условиям и выполнены многие научно-исследовательские и проектно-конструкторские работы по усовершенствованию принятых к строительству в СССР типов реакторов для АЭС. Из этих работ видно, что экономические показатели, которые могут быть получены на АЭС в новых условиях, соответствуют требованиям экономичности.

### Атомные электростанции СССР

После пуска Первой в мире атомной электростанции в Обнинске в Советском Союзе велись разработки крупных АЭС, в максимальной степени безопасных и экономически эффективных, со сроком службы порядка 25—30 лет. Целью этих разработок была подготовка к созданию системы атомных электростанций, состоящей из АЭС первого этапа (с реакторами на тепловых нейтронах), обеспечивающих выработку электроэнергии на территории Европейской части СССР с меньшими затратами, чем на электростанциях с обычным топливом.

Эти АЭС кроме выработки электроэнергии создают топливную базу для ввода в действие в дальнейшем атомных электростанций второго этапа развития, а именно: с реакторами на быстрых нейтронах. Реакторы второго этапа должны обладать таким коэффициентом воспроизводства, который обеспечит необходимый для нашей страны темп роста для ядерной топливной базы создаваемых в последующее время быстрых реакторов, на основе которых может быть создана энергетика любого необходимого масштаба.

В ходе этих работ в Советском Союзе строились с целью накопления крупномасштабного инженерного опыта промышленные АЭС различных типов как на тепловых, так и на быстрых нейтронах. Их проектирование, строительство и эксплуатация дали возможность накопить большой опыт, подготовить кадры и приступить к развертыванию атомного машиностроения, а также разработать проекты и приступить к строительству АЭС крупного масштаба на тепловых нейтронах, входящих в систему АЭС первого этапа.

Благоприятная ситуация с обычным топливом в нашей стране (развертывание добычи открытым способом очень дешевых углей в Казахстане — Экибастузский угольный бассейн, открытие нефтяных и газовых месторождений в Западной Сибири, использование мощных

гидроэнергетических ресурсов) позволила вести работы по развитию ядерной энергетики в спокойном темпе, без неоправданных затрат.

Учитывая быстрый рост установленной мощности классической электроэнергетики Советского Союза и высокую стоимость дальнейшей транспортировки топлива с востока в западные районы страны, можно сказать, что экономия в результате развития ядерной энергетики в Европейской части Союза, на Кавказе, а в последующем и на Урале, будет по мере увеличения масштаба энергетики все возрастать.

Поэтому в начавшемся пятилетии (1971—1975 гг.) предусмотрено значительное развитие ядерной энергетики путем строительства крупных электростанций с реакторами единичной мощности 1 млн. *квт* и выше и ввода в действие мощности на АЭС 6—8 млн. *квт* с доведением в последующем пятилетии суммарных мощностей АЭС до 30 млн. *квт*.

Атомные электростанции первого этапа после их ввода будут работать в основном в условиях базовой нагрузки с обеспечением их второй функции — подготовки к плутониевой загрузке для АЭС второго этапа с реакторами на быстрых нейтронах.

Строительство тепловых реакторов первого этапа будет продолжаться до 1980—1985 гг. с постепенным переходом к строительству АЭС с реакторами второго этапа, на быстрых нейтронах. Эти АЭС второго этапа по мере ввода их в действие будут брать на себя базовую нагрузку, а реакторы на тепловых нейтронах постепенно, по мере необходимости будут переводиться в полупиковый режим регулирования.

Сейчас трудно предсказать наиболее оптимальное сочетание тепловых и быстрых реакторов, а также конкретные масштабы этапов. Они будут зависеть от ряда факторов, таких, например, как цена на уран и экономика быстрых реакторов. Однако необходимо стремиться к тому, чтобы энергетика большого масштаба и скорость ее нарастания были бы нечувствительны к конъюнктурным изменениям цен на природный уран. Это возможно только при сбалансированном плутониевом топливном цикле, обеспечивающем нарастание энергетики за счет реакторов на быстрых нейтронах в нужном для нашей страны темпе, т. е. с удвоением мощностей порядка 8 лет или менее.

Приведенные выше соображения влияют на выбор перспективных для нашей страны типов реакторов.



### АЭС с реакторами корпусного типа

Как известно, конструкции реакторов на тепловых нейтронах корпусного типа развиваются в направлении одноконтурных с кипением воды в активной зоне и двухконтурных с производством пара в парогенераторах. В Советском Союзе такие реакторы установлены на действующих Мелекесской АЭС, на первом и втором блоках Ново-Воронежской АЭС и на строящихся третьем и четвертом блоках этой АЭС, Кольской и др. (табл. 1).

Корпусные реакторы относятся к числу наиболее освоенных, они отличаются высокой компактностью, простотой схемы, малым количеством конструкционных материалов в активной зоне и относительно низкой стоимостью. По удельной энергонапряженности они в настоящее время являются одними из лучших. Однако наряду с этими важными достоинствами имеются и некоторые недостатки, значение которых возрастает при увеличении единичных мощностей. Первый недостаток — это трудность получения достаточных сведений, позволяющих во время эксплуатации станции прогнозировать возникновение дефектов в корпусе реактора и трубопроводах больших диаметров, особенно в районах вблизи корпуса. Это обстоятельство, естественно, играет большую роль в крупных АЭС в связи с необходимостью сварки деталей все больших толщин при монтаже на месте строительства АЭС, а не в заводских условиях.

Потери нейтронов, связанные с необходимостью компенсации избыточной реактивности в начале кампании и с поглощением в шлаках в конце ее, особенно при глубоком выгорании, приводят к уменьшению воспроизводства горючего в реакторе. В целом топливный цикл этих реакторов является сейчас трудно регулируемым, так как изменять частоту загрузки горючего можно лишь в определенных пределах, хотя здесь и есть некоторые возможности прогресса, например использование плутониевого цикла в перспективе или применение более плотных по урану загрузок.

Мы приступили к развитию первого этапа ядерной энергетики. В настоящее время мы строим АЭС мощностью 880 Мвт с двумя реакторами по 440 Мвт каждый.

Решению о серийном строительстве этих АЭС предшествовала длительная эксплуатация НВ АЭС и тщательная ревизия ее реакторов с проведением ремонтных работ. В осуществляемых типовых проектах учтен весь полученный опыт,

### Развитие энергетических водо-водяных реакторов

Таблица 1

Характеристика	ВВЭР-210	ВВЭР-365	ВВЭР-440	ВВЭР-1000
Мощность, Мвт				
электрическая	210	365	440	1 000
тепловая	760	1 320	1 375	3 000
Давление насыщенного пара перед турбиной, атм	29	29	44	60
Давление в корпусе реактора, атм	100	105	125	160
Активная зона:				
энергонапряженность, кет/л	46	80	83	111
число тепловыделяющих кассет	343	349	349	151
число твэлов в кассете	90	126	126	331
материал оболочки твэлов	циркониевый сплав			
загрузка урана, т	38	40	42	66
обогащение подгружаемого урана, %	2,8	3,0	3,5	4,4
глубина выгорания, Мвт·сутки/т U:				
средняя	13 000	27 000	28 600	40 000
максимальная	19 000	41 000	42 000	44 000
Число циркуляционных петель на реактор	6	8	6	4
Число и мощность турбогенераторов (Мвт)	3×70	5×73	2×220	2×500

и в настоящее время технически и экономически обоснованным является строительство АЭС с этими реакторами в центре России, на Кольском полуострове, на Кавказе, на Украине; несколько таких станций с помощью Советского Союза сооружается за рубежом. Экономические показатели этих АЭС во всех указанных районах несколько лучше, чем электростанций на обычном горючем [2].

Выгоднее всего для нашего народного хозяйства этими АЭС замещать конденсационные электростанции высоких параметров на угле и сланцах, которые предполагалось строить ранее.

Следующим шагом в развитии реакторов этого типа явится строительство АЭС с двумя реакторами мощностью по 1000 Мвт. Первый такой реактор будет установлен на НВ АЭС, общая мощность которой при этом достигнет 2,5 млн. кет.

Этот реактор будет представлять собой четырехпетлевой агрегат с мощностью каждой петли 250 Мвт.



Корпус и крышка реактора, как и корпуса реакторов мощностью по 440 *Мвт*, будут сделаны из высокопрочной тепло- и радиационно стойкой стали, свойства которой у нас хорошо изучены. Структурное изменение этих сталей под действием радиации существенно меньше, чем мягких, ибо эти высокопрочные стали обладают более растянутым интервалом пластичности и сохраняют надежную несущую способность до интегралов облучения, на порядок превосходящих получаемую дозу за 30 лет эксплуатации АЭС.

В качестве конструкционного материала в активной зоне применяется высокопрочный, обладающий высокой коррозионной стойкостью в условиях облучения цирконий-ниобиевый сплав (2,5% Nb), а для оболочек топливных элементов — сплав циркония с 1% ниобия.

Мы не предполагаем строить корпусные реакторы мощностью более 1 млн. *квт* в одном корпусе. Промежуточные мощности, между 440 и 1000 *Мвт*, не представляются необходимыми. В этом направлении, возможно, будет сделан постепенный переход от шестипетлевых и двухтурбогенераторных схем к блочной двухпетлевой одотурбогенераторной схеме мощностью 500 *Мвт*. При этом все оборудование петель будет унифицировано с корпусной четырехпетлевой АЭС мощностью 1000 *Мвт*. Это избавит от необходимости разработки и эксплуатации различного оборудования.

Ясно, что переход к блочному решению реактор — турбогенератор (большой мощности) должен сопровождаться совершенствованием и увеличением надежности электрической части энергосистем с атомными электростанциями. До настоящего времени подавляющая часть кратковременных отключений АЭС была связана с нарушениями не в реакторной, а в электрической части, и это в известной степени определило нашу компоновку — один реактор на два турбогенератора. Однако такая компоновка приводит к некоторому удорожанию станции, что нежелательно при росте числа АЭС, и поэтому в будущем будет использована блочная схема.

#### АЭС с реакторами канального типа с графитовым замедлителем

История развития энергетических реакторов этого типа началась с пуска Первой АЭС в 1954 г. Затем были построены и пущены: в 1958 г. Сибирская АЭС (более 600 *Мвт*), в 1964 г. первый, в 1967 г. второй блоки Бело-

ярской АЭС им. И. В. Курчатова (суммарная мощность 300 *Мвт*). Эксплуатация двух реакторов БАЭС продемонстрировала их высокую радиационную безопасность и надежность. Длительная работа станции показала возможность осуществления ядерного перегрева пара в промышленных масштабах [1].

Канальный принцип конструкции, как альтернатива корпусному принципу, является перспективным со многих точек зрения. Он обеспечивает возможность получения весьма значительных единичных электрических мощностей (1000 *Мвт* и выше), возможность повышения параметров теплоносителя (а значит, к. п. д.), большую маневренность в эксплуатации и легкость перегрузки ядерного горючего, отсутствие сложного в изготовлении и транспортировке корпуса. Эти основные качества технически и экономически обуславливают реализацию планов внедрения мощных реакторов такого типа в ядерную энергетику СССР [3].

Следующим шагом развития канального конструктивного принципа была разработка проекта реактора РБМК-1000 мощностью 1000 *Мвт* (эл.). Он отличается от реакторов БАЭС следующим:

- 1) в активной зоне вместо нержавеющей стали основным конструкционным материалом служат циркониевые сплавы, существенно улучшающие баланс нейтронов, но требующие понижения параметров теплоносителя;
- 2) в рабочих каналах использованы стержневые твэлы;
- 3) значительно увеличена единичная мощность.

В активной зоне реактора РБМК-1000 существенно улучшено использование ядерного горючего. Применение в качестве конструкционного материала циркониевого сплава, в качестве горючего —  $UO_2$ , замедлителя — графита, а также оптимизация физических и теплотехнических параметров реактора позволили довести глубину выгорания ядерного горючего до 18000 *Мвт·сутки/т*, а энергонапряженность горючего до 17,8 *Мвт/м*.

Реактор РБМК-1000 принят в качестве серийного на нескольких строящихся двухреакторных АЭС мощностью 2000 *Мвт* каждая. Первая из этих АЭС — Ленинградская — находится в стадии монтажа оборудования [3].

Мы считаем преимуществом такого реактора то, что раздробленность активной зоны на отдельные каналы небольшого сечения делает неопасными нарушения герметичности отдель-



ных каналов или даже группы их. Здесь возможна замена любого дефектного канала активной зоны. Коммуникации больших диаметров в канальных реакторах могут быть вообще исключены или вынесены в места, легко доступные для контроля. Здесь допускается разгрузка любого канала на ходу реактора, без остановки станции, и, таким образом, топливный цикл является легко регулируемым. Недостатком является то, что эти реакторы имеют более развитые коммуникации активного теплоносителя. Они менее компактны, требуют больших строительных объемов, и поэтому капитальные затраты на них несколько выше, чем на АЭС с корпусными реакторами. Однако возможность легкого перестроения топливного цикла с целью его оптимизации, то, что активная зона комплектуется изделиями, производящимися крупносерийно, когда технология обеспечивает весьма высокое качество деталей при низкой их стоимости, а также то, что из этих деталей могут быть созданы реакторы практически любой мощности, например 2 млн. *квт*, делают эти реакторы привлекательными.

В канальных реакторах возможен прогресс в смысле повышения их компактности.

Таким образом, мы пришли к заключению, что при единичных электрических мощностях

около 1 млн. *квт* и более канальные реакторы являются вполне конкурентоспособными с корпусными. Эксплуатация реакторов такого типа показала их высокую надежность и возможность удобного ремонта [4].

Так как эти реакторы опираются на более широкую промышленную базу и по топливному циклу гораздо лучше соответствуют нуждам создания топливной базы для ввода реакторов второго этапа на быстрых нейтронах, то в нашей стране наряду с развитием корпусных АЭС большая часть крупных мощностей будет создаваться на канальных реакторах.

Канальные реакторы дают возможность производства перегретого пара, как это показал опыт с двумя реакторами БАЭС.

Эту возможность экономически целесообразно будет реализовать, после того как будут созданы для каналов и оболочек перегревателей элементов сплавы на основе циркония, слабо поглощающие нейтроны. Но в отдельных случаях, например, для получения промышленного пара высоких параметров в местах с затрудненной доставкой топлива, для ряда случаев теплофикации северных городов перегревательные элементы и со стальными оболочками могут оказаться выгодными, и по мере нужды такие реакторы будут строиться, если реакторы на

Развитие энергетических реакторов канального типа с графитовым замедлителем и обычной водой в качестве теплоносителя

Таблица 2

Характеристика	БАЭС-1	БАЭС-2	РБМК-1000	РБМК-КП-2000
Мощность, <i>Мвт</i> :				
электрическая	100	200	1 000	2 000
тепловая	286	530	3 200	5 620
Параметры пара перед турбиной:				
давление, <i>атм</i>	90	90	70	65
температура, °С	500	500	284	450
Активная зона:				
диаметр, <i>м</i>	7,2	7,2	11,8	13,5
высота, <i>м</i>	6	6	7	7
Число рабочих каналов (в том числе перегревательных)	998 (268)	998 (266)	1 690	1404 (354)
число твэлов в канале	6	6	18	36—37
Среднее обогащение урана, %	1,8	3,0	1,8	2,5
Средняя глубина выгорания, <i>Мвт·сутки/т U</i>	4 000	14 600	18 000	24 000
Энергонапряженность горючего, <i>Мвт/м</i>	4,3	11,3	17,8	19,2
Материал оболочки твэлов	нерж. сталь	нерж. сталь	циркониевый сплав	перегревательных каналов — цирконий + нерж. сталь, испарительных — циркониевый сплав
Число и мощность турбин ( <i>Мвт</i> )	1×100	2×100	2×500	2×1000



Основные характеристики реакторов на быстрых нейтронах

Таблица 3

Характеристика	БОР-60	БН-350	БН-600
Мощность, <i>Мвт</i> : тепловая электрическая	60	1000	1450
	12	350 или 150 <i>Мвт</i> (эл.) и 120 тыс. <i>м<sup>3</sup>/сутки</i> воды	
Глубина выгорания, %	10	5	40
Теплоноситель первого и второго контуров	Na	Na	Na
Расход по петле первого контура, <i>м<sup>3</sup>/ч</i>	500	3200	9000
Время между перегрузками, <i>сутки</i>	145	50	150
Диаметр активной зоны, <i>см</i>	40	160	205
Температура натрия на выходе из реактора, °С	2	5	3
Средняя энергонапряженность, <i>квт/л</i>	800	470	550
Параметры пара перед турбиной: температура, °С давление, <i>атм</i>	500—540	440	500
	90	50	130

быстрых нейтронах с высокими параметрами пара не окажутся более экономичными.

В качестве следующего шага развития реакторов этого типа может рассматриваться проект реактора с перегревом пара типа РБМ-КП-2000 мощностью 2000 *Мвт* (эл.). Характеристики этого реактора приведены в табл. 2.

Возможен также путь дальнейшего усовершенствования канальных реакторов без ядерного перегрева пара. Увеличение энергонапряженности горючего, оптимизация физических и тепловых характеристик активной зоны позволяют довести мощность такого реактора до 2000 *Мвт* (эл.). Это открывает пути для дальнейшего повышения экономичности АЭС с канальными реакторами.

На первом этапе развития большая часть АЭС с реакторами как корпусного, так и канального типов будет работать в режиме базовой нагрузки. Это обусловлено не только чисто экономическими соображениями, но и целесообразностью максимального обеспечения топливного цикла реакторов второго этапа развития ядерной энергетики.

В районах с наиболее дорогим топливом, где, естественно, будет преобладать АЭС, постепенно возникнет необходимость перевода части АЭС в режим регулирования.

При этом будет необходимо переводить в режим регулирования те АЭС, которые дают наименьшую выработку плутония, и работа их должна быть оптимизирована на 4—5 тыс. *ч* в год. При сохранении перегрузки один раз в год это даст возможность, например, перейти на менее обогащенное топливо. Не исключено,

что окажется целесообразным создать специализированные АЭС, оптимизированные на 5000 *ч/год*. Можно ожидать, что надобность в этом возникнет не ранее 1985 г., когда значительную часть базовой нагрузки примут АЭС второго этапа с реакторами на быстрых нейтронах (табл. 3). Для этих АЭС чрезвычайно привлекательным будет использование уран-ториевого топливного цикла.

АЭС с реакторами на быстрых нейтронах

Решающее качество этих реакторов — более эффективное использование исходного ядерного горючего и возможность полного вовлечения в топливный цикл  $U^{238}$ , а также тория — определяет ту важную роль, которая отводится в СССР реакторам на быстрых нейтронах в ядерной энергетике будущего. Исторически сложилось так, что тепловые реакторы существенно опередили более сложные быстрые реакторы по освоенности. Требуется решение многих научно-технических вопросов и накопление опыта эксплуатации головных образцов прежде, чем будут созданы и освоены мощные, высокоэкономичные и надежные энергетические быстрые реакторы. Как известно, эти реакторы особенно эффективны при плутониевой загрузке, и потому они могут хорошо сочетаться с тепловыми реакторами.

В СССР ведутся интенсивные работы по быстрым реакторам. Построена серия экспериментальных быстрых реакторов небольшой тепловой мощности (БР-1, БР-2, БР-3, БР-5, БФС).



Вслед за этими небольшими экспериментальными реакторами на быстрых нейтронах в Мелекесе был построен реактор БОР-60, вышедший на электрическую мощность в 1970 г. Заключается строительство АЭС с реактором БН-350 в г. Шевченко, совмещенной с опреснительной установкой. Начато строительство третьей очереди Белоярской АЭС с реактором БН-600. Эксплуатация этих реакторов даст возможность получить необходимый опыт, отработать во всех деталях топливный цикл. Целью является достижение необходимого для нашей энергетики темпа удвоения мощности АЭС второго этапа с периодом порядка 8 лет без ввода или с минимальным вводом в топливный цикл системы этих АЭС горючего извне. Возможно, что вначале окажется необходимым вводить часть быстрых реакторов на урановом топливе [5].

Строительство АЭС второго этапа в больших масштабах будет осуществляться по мере накопления опыта работы первых АЭС и развертывания мощностей предприятий машиностроения и топливного цикла. При этом реакторы на быстрых нейтронах и их топливный цикл должны обеспечить доведение времени удвоения сначала до 8—9 лет, а затем до 6—8 лет. В этом направлении есть несколько перспективных путей, разрабатываемых нами совместно с социалистическими странами [6]. С этой целью ведутся проработки создания АЭС с мощностью 1000—1500 *Mвт*, оптимальных по технико-экономическим показателям и воспроизводству ядерного горючего.

Можно предполагать, что при успешном решении проблемы быстрых реакторов, начиная с 1985 г., во всей Европейской части СССР развитие электроэнергетики будет происходить преимущественно за счет строительства АЭС с реакторами на быстрых нейтронах.

#### Оценка перспектив до 2000 г.

Успешное освоение крупных промышленных АЭС в СССР и начало осуществления широкой программы их строительства позволяют определить перспективы развития ядерной энергетики страны до конца столетия. Ядерная энергетика является частью общей и единой системы энергетического производства, поэтому при долгосрочном прогнозе ее развития должен быть учтен общий прогноз энергетики страны, характер и структура энергопотребления, режимы использования электрогенерирующих мощностей.

Очевидно, что количественные пропорции роста различных электрогенерирующих мощностей, в том числе и ядерных, на 30 лет вперед могут быть оценены лишь с известной степенью вероятности. На такой длительный срок в условиях исключительно быстрого прогресса в области ядерной энергетики невозможно достаточно точно определить масштабы изменения многих факторов, их величину и действие во времени. Поэтому в целом долгосрочный прогноз развития ядерной энергетики является задачей, в которой те или иные намечаемые пропорции могут изменяться под влиянием неизвестных в данный момент событий или факторов [7].

Основным энергетическим ресурсом страны до 2000 г. останется органическое топливо. Ядерная энергетика привлекается для энергоснабжения тех районов страны, где экономический эффект от ее применения будет максимален. Хотя, по прогнозам, доля выработки электроэнергии на АЭС от общей выработки в стране может значительно увеличиться, в связи с чем практически должно прекратиться строительство новых конденсационных ТЭС в ряде районов Европейской части СССР.

В условиях Европейской части СССР запас экономической конкурентоспособности новых усовершенствованных АЭС с тепловыми реакторами является достаточно большим. Он допускает некоторое увеличение удельных затрат на добычу урана при условии, что вся экономия от действия других факторов, ведущих к улучшению экономики АЭС (увеличение единичной мощности, глубины выгорания, к. п. д., снижение затрат на изготовление твэлов, удешевление строительства и сокращение его сроков и т. д.), будет компенсировать это увеличение и в целом экономическая конкурентоспособность ядерной энергетики сохранится.

Основной стратегией развития ядерной энергетики СССР является ориентация на всемерное и ускоренное развитие и внедрение быстрых реакторов с расширенным воспроизводством горючего.

К началу строительства серийных и мощных быстрых реакторов суммарные мощности АЭС с тепловыми реакторами достигнут в нашей стране десятков миллионов киловатт. Следовательно, АЭС с быстрыми реакторами будут фактически встраиваться в уже довольно развитую ядерную энергетику. Количество плутония, который будет накоплен к тому времени в тепловых реакторах и будет использован для загрузки первых промышленных быстрых реак-



торов, обеспечит возможность ввода такого же порядка суммарной мощности быстрых реакторов. С этого времени соотношение между долями суммарных мощностей тепловых и быстрых реакторов будет постепенно изменяться в пользу последних.

Требование интенсивного наращивания ядерно-энергетических мощностей может быть выполнено при условии ввода весьма крупных энергоблоков АЭС. В этом отношении большими возможностями обладают каналные реакторы, единичная мощность которых в прогнозируемый период, по-видимому, может быть доведена до 2—3 млн. *квт* (эл.) и даже более. Доля таких реакторов в приросте мощностей ядерной энергетики может возрасти, так как для корпусных реакторов по условиям транспорта их корпусов по железной дороге разумно ограничиться единичными мощностями не выше 1000 *Мвт* (эл.).

Что же касается оптимальных единичных мощностей быстрых реакторов, то этот вопрос должен решаться с учетом их важнейшего функционального назначения — поставки плутония для развивающейся ядерной энергетики. При чрезмерно больших единичных мощностях быстрых бридеров может оказаться затруднительным необходимое для этого размещение их в базе графика нагрузки энергосистем.

На современном этапе важное значение приобретает вопрос о стандартизации и унификации конструктивных и строительных решений для АЭС и их компонентов. Ряд специфических требований, предъявляемых к материалам и оборудованию, особый характер эксплуатации, обслуживания и ремонта АЭС требуют дальнейшего развития специализированного машиностроения, что в решающей степени определяет надежность и экономические показатели АЭС.

Наряду с использованием конденсационных АЭС насущной задачей сегодняшнего дня становится широкое использование ядерных реакторов для производства одновременно с электроэнергией других видов продукции — тепла, пресной воды, химических продуктов, холода. Среди этих задач, по-видимому, первоочередными следует считать развитие «атомной» теплофикации, а также получение методом дистилляции из соленой воды значительных количеств пресной воды с использованием реакторов как источников тепла.

Успешная эксплуатация первых АЭС, их радиационная безопасность [8, 9] создают уверенность в возможности размещения атомных ТЭЦ (АТЭЦ) вблизи крупных городов. Это

кроме экономии на длине теплотрасс одновременно позволит решить другую важную проблему — проблему борьбы с загрязнением воздуха и территории продуктами горения. Загрязнение воздуха крупных городов, происходящее в значительной степени за счет обычных ТЭЦ, снабжающих их теплом, не только приносит ущерб здоровью людей, но и меняет облик природы. Атомные конденсационные или теплофикационные электростанции исключают подобное загрязнение воздуха, обеспечивая при этом полную радиационную безопасность. С этой точки зрения наиболее предпочтительным техническим принципом представляется принцип конструкции рабочих каналов Белоярской АЭС. Конструкция твэла этой АЭС, как подтвердил длительный опыт эксплуатации, исключает попадание радиоактивных продуктов деления в контур и обеспечивает исключительно благоприятную радиационную обстановку как внутри АЭС, так и за ее пределами.

Другая весьма важная народнохозяйственная проблема — получение пресной воды из соленых вод с помощью тепла ядерных реакторов в промышленном масштабе — уже решается в Советском Союзе сооружением в г. Шевченко крупной атомной электростанции. Этот город расположен на восточном берегу Каспийского моря, где отсутствуют природные источники пресной воды. С пуском этой АЭС водоснабжение города и близлежащего района существенно улучшится. По сути дела здесь возникает крупный агропромышленный комплекс на базе использования атомной энергии.

Изучение перспектив развития ядерной энергетики показывает, что широкое строительство АЭС выгодно не только вследствие их более высокой экономичности по сравнению с электростанциями, работающими на органическом топливе. Не менее важным является то, что чрезвычайно высокая калорийность ядерного горючего приводит к существенной экономии трудовых ресурсов, занятых в сфере энергетического производства, особенно в добыче органического топлива и его транспорта.

Развитие народного хозяйства СССР в дальней перспективе (к 2000 г.) потребует таких величин расходов топливно-энергетических ресурсов, которые приведут к необходимости коренного перелома в структуре приходной части этих ресурсов.

Основой такого перелома может стать ядерная энергетика, которая к 2000 г. превратится в серьезную отрасль топливно-энергетического и электроэнергетического хозяйства страны.



Именно эти задачи и определяют масштабы, перспективу и пути развития ядерной энергетики в Советском Союзе на период до 2000 г.

**ЛИТЕРАТУРА**

1. А. М. Петросьянц. «Атомная энергия», 27, 263 (1969).
2. А. П. Александров. В сб. «Состояние и перспективы развития АЭС с водо-водяными реакторами» (Материалы симпозиума СЭВ). Т. I. М., ИАЭ, 1968, стр. 15.

3. А. М. Петросьянц, А. П. Александров, Н. А. Доллежалъ и др. См. настоящий выпуск, стр. 333.
4. Н. А. Доллежалъ, Ю. И. Корякин. «Атомная энергия», 25, 387 (1968).
5. А. И. Лейпунский и др. «Атомная энергия», 17, 345 (1964).
6. А. И. Лейпунский. Место быстрых реакторов в атомной энергетике. Симпозиум СЭВ, 1967.
7. А. П. Александров. «Атомная энергия», 25, 356 (1968).
8. А. М. Петросьянц. «Атомная энергия», 21, 492 (1966).
9. А. М. Петросьянц. «Атомная энергия», 23, 38 (1967).

**Развитие АЭС с водо-водяными реакторами в Советском Союзе**

В. П. ДЕНИСОВ, Ю. В. МАРКОВ, В. А. СИДОРЕНКО, С. А. СКВОРЦОВ,  
В. В. СТЕКОЛЬНИКОВ, Л. М. ВОРОНИН

(Государственный комитет по использованию атомной энергии СССР)

В ядерной энергетике Советского Союза широко используются АЭС с водо-водяными энергетическими реакторами (ВВЭР). Разработан ряд установок с ВВЭР различной мощности: ВВЭР-210; ВВЭР-365; ВВЭР-440; ВВЭР-1000. (Цифра около индекса реактора означает электрическую мощность брутто в мегаваттах.)

По хронологическим признакам и техническим показателям ВВЭР условно можно разделить на три поколения:

первое — опытно-промышленные реакторы ВВЭР-210, ВВЭР-365, хотя последний занимает несколько обособленное положение и характеризует переход от первого поколения ко второму;

второе — серийный реактор средней мощности ВВЭР-440 в нескольких модификациях;

третье — серийный реактор большой мощности ВВЭР-1000.

**Пути совершенствования ВВЭР**

Реакторы ВВЭР-210 и ВВЭР-365 эксплуатируются в составе первого и второго блоков Ново-Воронежской АЭС (НВ АЭС) с 1964 и 1969 гг. соответственно. К первому поколению можно отнести также реактор ВВЭР-70, поставленный Советским Союзом в ГДР для АЭС «Райнсберг» и находящийся в эксплуатации с 1966 г. Реакторы второго поколения ВВЭР-440 (рис. 1) входят в состав сооружаемых третьего и четвертого блоков на НВ АЭС, Кольской и Армянской АЭС, а также АЭС, сооружаемых в ГДР, НРБ, Финляндии и намечаемых к строительству в других странах.

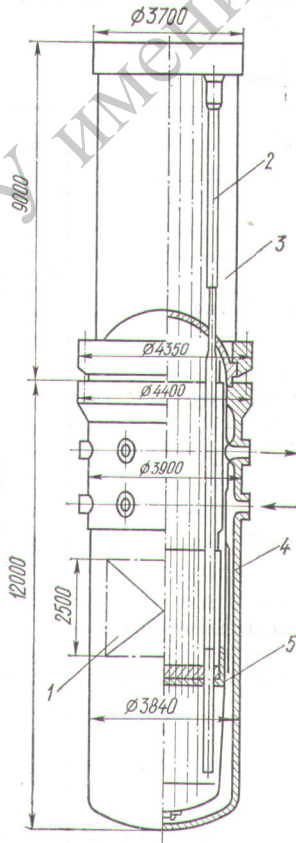


Рис. 1. Реактор ВВЭР-440:  
1 — активная зона; 2 — привод автоматического регулирования; 3 — верхний блок; 4 — корпус; 5 — шахта.

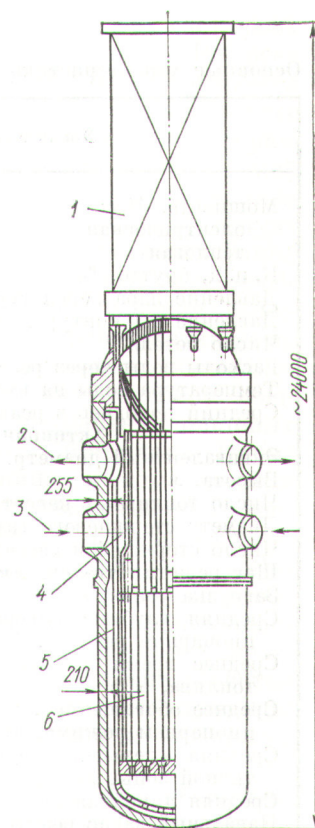


Рис. 2. Реактор ВВЭР-1000:  
1 — верхний блок с приводами СУЗ; 2 — выход теплоносителя; 3 — вход теплоносителя; 4 — блок защитных труб; 5 — шахта; 6 — активная зона.