

О путях развития ядерной энергетики в СССР *

Н. М. Синев, Б. Б. Батуров, В. М. Шмелев

Введение

27 июня 1954 г. в Советском Союзе была введена в эксплуатацию Первая атомная электростанция мощностью 5000 *квт* (эл.).

Истекшее десятилетие во многих странах было периодом зарождения и первых практических шагов новой отрасли техники — мирной ядерной энергетики, призванной использовать на благо человечества высвобождающуюся энергию деления ядер урана и плутония.

Прошедший после Второй женеvской конференции период в СССР и ряде других стран характеризуется интенсивными научными и инженерными исследованиями и многими практическими достижениями. Накопленные к настоящему времени знания и опыт позволяют правильнее оценить решенные и главным образом нерешенные проблемы и наметить более эффективные пути дальнейшего развития ядерной энергетики с учетом конкретных условий каждой страны.

Прогресс энергетики в СССР и его особенности

Создание материальной и технической основы коммунистического общества в Советском Союзе, развитие промышленности и сельского хозяйства, рост потребления энергии населением требуют дальнейшего широкого строительства электростанций и высоких темпов роста выработки электрической энергии. Производство электроэнергии и установленные электрические мощности в СССР должны соответственно составить:

в 1970 г. 900—1000 млрд. *квт·ч*; 180—200 млн. *квт*,
в 1980 г. 2700—3000 млрд. *квт·ч*; 540—600 млн. *квт*

Напомним, что производство электроэнергии в СССР в 1963 г. составило 412 млрд. *квт·ч*, в 1960 г. оно было равно 292 млрд. *квт·ч*, в 1950 г. — 91 млрд. *квт·ч*, а в 1940 г. — 48 млрд. *квт·ч*. За последние несколько лет ежегодный прирост производства электроэнергии в СССР составляет 11—12%. В 1963 г. ввод новых мощностей на электростанциях составил 10 млн. *квт*.

Строятся крупные конденсационные тепловые электростанции мощностью до 2400 *Мвт*, теплоэлектроцентрали мощностью 400 *Мвт* и более, мощные гидроэлектростанции на 4000—5000 *Мвт*, среди которых крупнейшие в мире на реках Ангара и Енисее в Сибири. К началу 1964 г. в СССР действовало пять тепловых электростанций мощностью свыше 1000 *Мвт* каждая; к концу 1965 г. таких крупных электростанций будет 11; мощность одной из них превысит 2000 *Мвт*. Создана единая энергетическая система Европейской части СССР, общая мощность которой в 1965 г. превысит 50 млн. *квт* [1].

Строительство крупных тепловых электростанций по типовым проектам с единичными мощностями блоков 200—300—500—800 *Мвт* (эл.) с повышенными параметрами пара (130—240 атм; 560—580°С), широкое использование сборного железобетона при сооружении зданий, налаженное в стране крупносерийное производство энергетического стандартного оборудования, успешное строительство линий для передачи электроэнергии на большие расстояния на напряжение 500 *кв* пропускной способностью до 1 млн. *квт* — все это обеспечивает непрерывное улучшение показателей обычной энергетики, снижение удельных капитальных затрат и стоимости вырабатываемой электроэнергии.

Этот продолжающийся технический прогресс современной крупной теплоэнергетики обязательно должен учитываться в требованиях

* Доклад № 294, представленный СССР на Третью международную конференцию по мирному использованию атомной энергии. Женева, 1964.

к экономичности и конкурентоспособности атомных электростанций в Советском Союзе.

Изучение энергетического и топливного баланса страны с учетом новых месторождений показывает, что энергетические потребности в целом по СССР обеспечены запасами органического топлива и гидроресурсами на весьма длительный срок. Однако неравномерность размещения запасов органического топлива по стране вызывает существенное повышение стоимости производства электроэнергии в ряде районов страны, например в Европейской части СССР.

Существует несколько способов удовлетворения растущих энергетических потребностей в Европейской части СССР: 1) строительство тепловых электростанций с обеспечением их топливом путем развития добычи дорогих углей в Донецком бассейне или железнодорожной транспортировки дешевых углей из Сибири; 2) строительство мощных линий сверхдальних передач энергии из Сибири в Европу; 3) строительство в достаточно широких масштабах атомных электростанций, определяемых конкурентоспособностью АЭС. Сочетанием всех указанных способов в разных пропорциях можно решить задачу дальнейшего развития энергоснабжения районов Европейской части СССР в ближайшие 10—12 лет.

Таким образом, вопрос о развитии ядерной энергетики в Советском Союзе в настоящее время — это прежде всего вопрос о выборе экономически наиболее выгодного для страны пути удовлетворения энергетических потребностей в районах, неблагоприятных по условиям снабжения органическим топливом и энергией.

Указанные обстоятельства побуждают, пока не достигнут необходимый уровень конкурентоспособности АЭС, продолжать накапливать инженерный опыт и всесторонне изучать перспективы развития ядерной энергетики с проведением необходимых исследовательских, конструкторских, проектных и экспериментальных работ.

При высоких темпах и огромных масштабах развития энергетики в СССР ощутимый экономический эффект от применения АЭС может быть получен при их значительной доле в общем балансе наращивания новых энергетических мощностей. В связи с этим необходимо тщательно подготовить, оценить и выбрать наиболее эффективный путь развития крупной ядерной энергетики и, исходя из него, разработать долгосрочную программу ее развития в стране.

Развитие ядерной энергетики в СССР

Мощности атомных электростанций в текущем году в Советском Союзе превысят 900 тыс. *квт* (эл.). К 1970 г. в СССР предполагается ввести в эксплуатацию АЭС общей мощностью несколько млн. *квт* (эл.). При этом период до 1970 г. рассматривается как период отработки и сооружения крупномасштабных прототипов АЭС для последующего перехода к нарастающему серийному строительству мощных АЭС в 1970—1980 гг.

В настоящее время пущена и находится в стадии освоения первая очередь Белоярской им. И. В. Курчатова АЭС с ядерным перегревом пара электрической мощностью 100 *Мвт*. Осуществляется пуск первой очереди Ново-Воронежской АЭС электрической мощностью 210 *Мвт* [2, 3]. Сибирская АЭС, запроектированная на 600 *Мвт* (эл.), превysила свою проектную мощность. Сооружение и пуск этих станций позволили получить большой опыт проектирования, монтажа и производства реакторного оборудования и материалов для крупных водородных и уран-графитовых энергетических реакторов, в том числе с ядерным перегревом пара. Ведется сооружение второго блока Белоярской АЭС на 200 *Мвт* (эл.). Начато строительство второго блока Ново-Воронежской АЭС на 365 *Мвт* (эл.).

Дальнейшая разработка и совершенствование реакторов этих типов с целью повышения экономичности ведется в направлении увеличения единичных мощностей при одновременном увеличении средней глубины выгорания ядерного горючего до 15 000—20 000 *Мвт·сутки/т* и применении других усовершенствований [4, 5]. Динамика ожидаемого изменения экономических показателей для Ново-Воронежской и Белоярской АЭС приведена на рис. 1. Высокие удельные капитальные затраты на сооружение первых блоков в значительной степени обуславливаются их относительно малыми единичными мощностями, затратами на освоение площадки под АЭС в целом и высокой стоимостью экспериментальных и опытных образцов оборудования.

Десятилетний опыт эксплуатации Первой атомной электростанции и шестилетняя безаварийная работа реактора на быстрых нейтронах БР-5 мощностью 5000 *квт* с натриевым охлаждением в Обнинске при достаточно представительных массовых реакторных испытаниях показали возможность достижения «энер-

гетических» глубин выгорания ядерного горючего до 60 000 *Мвт·сутки/т* двуокиси урана и плутония, т. е. значений, достаточных для получения конкурентоспособной энергии от АЭС большой мощности с реакторами как на тепловых, так и на быстрых нейтронах.

В ближайшие месяцы в Мелекесе будет пущена атомная электростанция с кипящим водя-

ния такого типа малых АЭС в отдаленных районах страны, в которые доставка топлива затруднена и неэкономична [7].

Успешно проводит свою пятую навигацию первое в мире гражданское атомное судно — ледокол «Ленин», снабженное тремя реакторами водо-водяного типа тепловой мощностью 90 *Мвт* каждый. В прошлом году после трехлетней работы без перегрузки была успешно проведена замена активных зон всех его реакторов. Новые активные зоны обладают еще большим ресурсом. Эксплуатация энергетических установок ледокола «Ленин» в течение пяти лет надежно подтвердила безопасность их работы во всех режимах [8].

Реакторы на быстрых нейтронах

Экспериментальные и проектно-конструкторские работы, проведенные в области разработки физики реакторов и тепловыделяющих элементов, освоение технологии натриевого теплоносителя, а также успешная разработка, изготовление и испытание опытных образцов оборудования для натриевых контуров позволили отказаться от ранее намеченного строительства реакторов на быстрых нейтронах мощностью 50 *Мвт* (эл.). В настоящее время принято решение о сооружении реактора на быстрых нейтронах БН-350 электрической мощностью 300—350 *Мвт* [9]. Коэффициент воспроизводства в этом реакторе при его работе в начальный период в качестве переработчика на U^{235} составит 1,1 и постепенно будет доведен примерно до 1,5 после перехода полностью в режим работы размножителя на плутонии. Предполагается, что глубина выгорания горючего в начальный период эксплуатации будет равна 5—6 ат.% и доведена со временем за счет применения твэлов с направленным удалением продуктов деления до 8—10 ат.%

Интенсификация теплосъема в активной зоне реактора, увеличение температуры натрия на выходе из реактора до 600—630°С, а также глубины выгорания горючего позволяют надеяться, что в дальнейшем на базе БН-350 можно будет создать реактор мощностью 500—600 *Мвт* (эл.), который обеспечит получение экономичной электроэнергии. Предполагаемое строительство такого реактора рассматривается как дальнейший шаг развития быстрых реакторов-размножителей. В дальнейшем развитии реакторов-размножителей мы видим главный путь развития ядерной энергетики в СССР. Расчетные данные по экономическим показателям

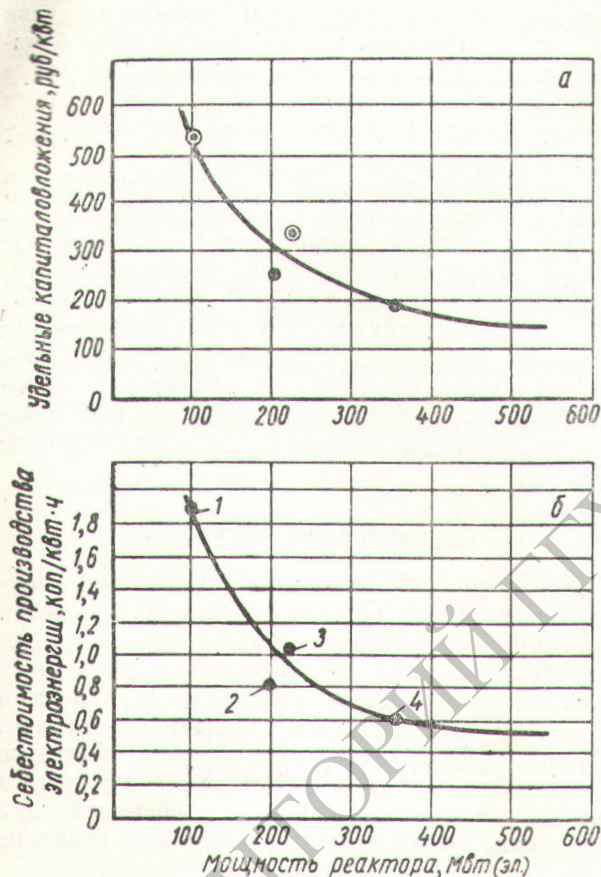


Рис. 1. Экономические показатели по Белоярской и Ново-Воронежской АЭС:

а — капитальные затраты 1 *квт* электрической мощности (● — расчет; ○ — фактические затраты); б — себестоимость электроэнергии (1, 2 — первый и второй блоки Белоярской АЭС соответственно; 3, 4 — первый и второй блоки Ново-Воронежской АЭС).

ным реактором мощностью 50—75 *Мвт* (эл.) [6]. В эксплуатации находятся также экспериментальные образцы малых транспортабельных блочных АЭС: ТЭС-3 с водо-водяным реактором мощностью 1,5 *Мвт* (эл.) в Обнинске и «Арбус» с органо-органическим реактором мощностью 750 *квт* (эл.) в Мелекесе, предназначенные для изучения с целью использова-

телям реакторов на быстрых нейтронах и ориентировочная динамика изменения этих показателей приведены на рис. 2.

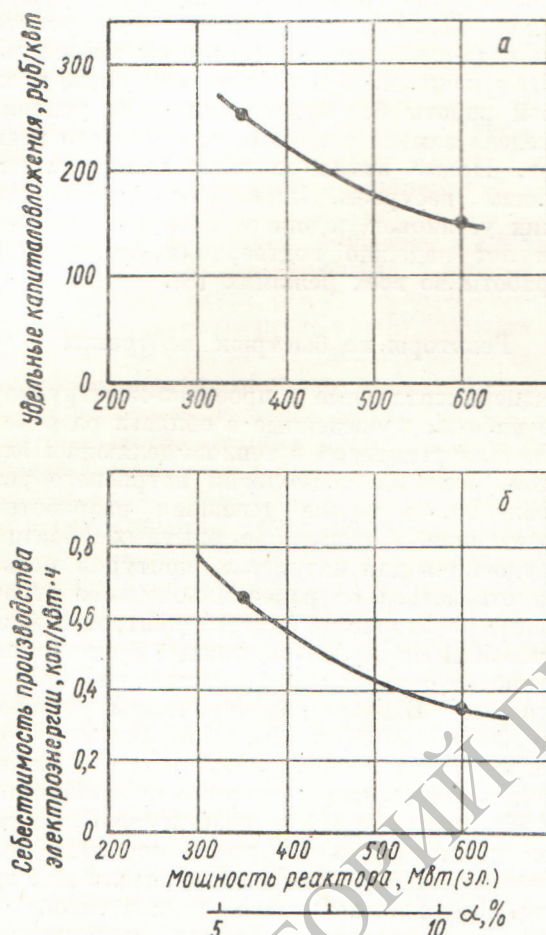


Рис. 2. Экономические показатели быстрых реакторов с натриевым теплоносителем (расчет):

а — капитальные затраты на 1 кВт электрической мощности; б — себестоимость электроэнергии (α — накопление продуктов деления, ат. %).

АЭС электрической мощностью 1000 Мвт

Работы по дальнейшему совершенствованию реакторов для ядерной энергетики ведутся в СССР также в направлении выявления возможностей значительного увеличения единичных мощностей реакторов до 1000 Мвт (эл.) и в направлении разработки оптимальных реакторов-конверторов, обеспечивающих наиболее быстрое вовлечение в топливный цикл U^{238} .

Выполненные в СССР на базе имеющихся экспериментальных данных проектные разработки подтверждают техническую возможность создания различных типов реакторов на единичные мощности порядка 1000 Мвт (эл.): уран-графитовых реакторов, охлаждаемых обычной водой при сверхкритических параметрах или углекислым газом, а также реакторов на быстрых нейтронах, охлаждаемых натрием с коэффициентом воспроизводства 1,7 при воспроизводстве в активной зоне, близком к единице. При этом параметры пара на атомных электростанциях с указанными типами реакторов будут близки к параметрам, достигнутым современной энергетикой.

Достижение указанных единичных мощностей обеспечивает снижение удельных капитальных затрат и эксплуатационных расходов и получение конкурентоспособной энергии.

Единичные мощности 1000 Мвт (эл.) и более могут быть также достигнуты на уран-графитовых реакторах, охлаждаемых водой под давлением при более низких параметрах, с возможным одновременным использованием отводимого тепла для опреснения воды или теплофикации.

О реакторах-конверторах

Наиболее эффективными реакторами-конверторами, как и следовало ожидать, являются реакторы на природном уране с тяжеловодным замедлителем при охлаждении их или углекислым газом (типа реактора, строящегося в ЧССР), или органическим теплоносителем. Очень эффективным конвертором является реактор на быстрых нейтронах с натриевым или газовым охлаждением, в особенности при временах пребывания горючего вне реактора 1,5—2 года и меньше.

Проектные и экспериментальные работы по созданию реактора на природном уране с тяжеловодным замедлителем и охлаждением органическим теплоносителем мощностью до 400—500 Мвт (эл.) показали, что достижение хороших экономических показателей такого реактора ограничено определенными техническими трудностями, связанными с недостаточной термической и радиационной стабильностью органического теплоносителя, невозможностью достигнуть высоких параметров пара, усложненностью технологической схемы из-за обилия контуров.

Как показывают опыт проектирования, расчеты и исследования газо-графитового реак-

тора мощностью 350—400 *Мвт* (эл.), многие трудности, свойственные тяжеловодно-органическому реактору, отсутствуют. Однако достижение больших глубин выгорания, необходимых для обеспечения конкурентоспособности, затруднено из-за худших свойств графита как замедлителя, а применение для этого окисного горючего заставляет перейти на слабообогащенный уран и работать при сниженном коэффициенте воспроизводства. Достижение необходимых по экономическим соображениям глубин выгорания до 7000—10 000 *Мвт·сутки/т* на металлическом уране и его сплавах при рабочих температурах представляет собой серьезную проблему.

Весьма перспективным с этой точки зрения может быть использование твэлов малого диаметра пруткового типа на основе слаболегированного урана, подвергнутого специальной термической обработке с целью получения удовлетворительной размерной стабильности под облучением.

Сооружаемый в ЧССР при участии Советского Союза тяжеловодный реактор с газовым охлаждением мощностью 150 *Мвт* (эл.) рассчитан на использование твэлов такого типа.

Проектирование, строительство и эксплуатация этого реактора наряду с накоплением инженерного опыта по созданию и работе оборудования, систем и приборов для тяжеловодных и газовых контуров АЭС также позволят получить сведения по достижимым глубинам выгорания на прутковых твэлах в промышленных масштабах.

Более полно удовлетворяет требованиям повышения единичной мощности до 800—1000 *Мвт* (эл.) и получения пара высоких параметров

(давление свыше 90 *атм*, температура более 500° С) при одновременном наиболее эффективном использовании ядерного горючего и интенсивном вовлечении в топливный цикл U^{238} и тория реактор-конвертор на быстрых нейтронах, постепенно переходящий в режим работы реактора-размножителя. Такой реактор-конвертор-размножитель может быть выполнен в едином конструктивном исполнении для конверторного и бридерного режимов работы и рассчитан на использование в качестве ядерного сырья и урана и тория. Характеристики конвертора-размножителя для урана и тория оказываются весьма удовлетворительными во всех режимах работы (табл. 4) [10].

Недостаточность рассмотрения экономики только отдельных АЭС

Высказанные выше соображения относятся к техническим возможностям и экономическим показателям отдельных реакторов и АЭС. Однако, как показывает опыт и изучение публикуемых материалов, экономические показатели отдельных АЭС не дают достаточно правильного представления об экономичности их использования в народном хозяйстве и не позволяют судить о наиболее выгодном пути развития ядерной энергетики в национальных масштабах. Экономические показатели отдельных АЭС в значительной, иногда определяющей степени зависят от субъективных факторов, таких, как цены на аренду ядерного горючего, кредит на плутоний и т. д. Необходим научный подход, чтобы на базе анализа технических, экономических и сырьевых предположений выявить объективные пропорции и взаимозави-

Таблица 4

Характеристики реактора-конвертора-размножителя на быстрых нейтронах

Характеристика	Активная зона			
	$U^{235} + U^{238}$	$Pu^{239} + U^{238}$	$U^{235} + U^{238}$	$U^{235} + Pu^{239} + U^{238}$
	экраны			
	природный или обедненный уран	торий		
Электрическая мощность реактора, <i>Мвт</i>	500	500	500	500
Коэффициент полезного действия, % . . .	42	42	42	42
Давление пара, <i>атм</i>	130	130	130	130
Температура пара, °С	565	565	565	565
Коэффициент воспроизводства	1,20	1,50	1,45	1,35
Загрузка делящихся изотопов, кг	1290	1140	1300	1010

симости между отдельными видами производств, входящих в систему ядерной энергетики. Такая система производств, входящих в ядерную энергетику и обслуживающих, ее должна быть сопоставлена с альтернативными способами удовлетворения энергетических потребностей страны или ее отдельных районов. Это позволит выбрать наиболее эффективный, т. е. технически и экономически обоснованный для данного района и данного периода времени, способ развития энергетики.

Производства, входящие в систему ядерной энергетики — добыча и обогащение урана, химическая переработка облученных твэлов, дообогащение регенерата ядерного горючего, изготовление твэлов из свежего и отработавшего горючего, — должны рассматриваться как «собственные» нужды ядерной энергетики. Отработавшее горючее и произведенный плутоний также следует рассматривать как сырье, подлежащее использованию в ядерной энергетике в соответствии с его ценностью как ядерного топлива.

Экономика ядерной энергетики как отрасли промышленности

В 1961—1963 гг. в Советском Союзе на основании накопленного опыта проектирования, строительства и эксплуатации атомных установок и предприятий топливного цикла был проведен технико-экономический анализ перспектив развития ядерной энергетики СССР.

Рассматривались возможности и необходимые условия достижения экономически конкурентоспособных показателей для всей систе-

мы производств, входящих в ядерную энергетику, включая атомные электростанции и обслуживающие их производства. Изучение проводилось в сравнении с развитием обычной энергетики, включая также необходимое расширение ее топливной базы и транспортных средств.

Было рассмотрено большое число вариантов развития ядерной энергетики, которые различаются по типу или комбинации типов используемых реакторов, по степени технического прогресса их основных характеристик, по темпам и масштабам развития ядерной энергетики в период до 1980 г. и по условиям работы предприятий топливного цикла. В настоящем докладе не представляется возможным изложить все результаты исследований, однако некоторые из них, наиболее общие, приведены ниже. В табл. 2 содержатся данные о возможном техническом прогрессе основных характеристик реакторов различных типов. Эти данные были исходными при проведении одной из серий расчетов и исследований.

Результаты анализа позволяют нам сделать следующие определенные выводы о возможном развитии ядерной энергетики в условиях Советского Союза.

1. Ядерная энергетика как новая, только начинающая развиваться отрасль энергетики на первом этапе своего развития будет в состоянии конкурировать с обычной энергетикой в районах с относительно высокой стоимостью производства электроэнергии. По мере технического совершенствования АЭС и улучшения их экономических показателей число районов, где АЭС окажутся конкурентоспособ-

Таблица 2

Ожидаемый технический прогресс в характеристиках реакторов
при увеличении единичных электрических мощностей реакторов от 300 до 800 Мвт

Характеристика	Газо-графитовые реакторы на природном уране	Тяжеловодно-органические реакторы на природном уране	Водо-графитовые реакторы на слабообогащенном уране с перегревом пара в активной зоне	Водо-водяные реакторы на слабообогащенном уране	Реакторы на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем	
					урановый переработчик	плутониевый размножитель
Коэффициент полезного действия (брутто), %	35—37	30—33	40—45	30—33	40—42	40—42
Начальная концентрация делящихся изотопов, кг/т	7,14	7,14	30—50	30—50	190	150
Накопление продуктов деления, кг/т	3,6—5,2	3,6—7,7	30—40	30—40	150—100	50—100
Коэффициент воспроизводства	0,5—0,6	0,7—0,8	<0,4	<0,4	1,1—1,2	1,5—1,6

ными, будет постепенно возрастать. Для районов Европейской части СССР при использовании в качестве топлива донецкого угля ожидаемые суммарные удельные капиталовложения в строительство тепловых электростанций, угольных шахт и транспорт для перевозки угля в период 1970—1980 гг. оказываются довольно высокими. При этом большая часть капиталовложений (50—60%) должна быть израсходована на развитие угольной базы и транспорта угля и только 40—50% — на строительство собственно электростанций.

Для того чтобы развитие ядерной энергетики в указанных районах было экономически оправдано по сравнению с развитием других источников энергоснабжения, необходимо достижение примерно следующих экономических показателей АЭС:

Суммарные удельные капиталовложения в АЭС и смежные производства, руб/квт	Себестоимость производства электроэнергии на АЭС, коп/квт·ч
150—160	0,40—0,45
или 170—180	0,37—0,42
или 190—200	0,33—0,38

Указанный уровень экономичности атомных электростанций может быть достигнут при увеличении единичной мощности реакторов до 500—1000 Мвт (эл.), коэффициента полезного действия до 35—40%, глубины выгорания до 30 000—40 000 Мвт·сутки/т в тепловых и до 60 000—100 000 Мвт·сутки/т в быстрых реакторах. Получение таких глубин выгорания при высоких температурах в твэлах с исполь-

зованием металлического урана или его сплавов, по-видимому, трудно осуществить, но, безусловно, возможно при использовании керамического (окисного или карбидного) горючего. Кроме этого должны быть обеспечены серийное производство всех элементов оборудования и материалов для атомных электростанций и рациональная организация высокомеханизированного и автоматизированного производства твэлов и переработки отработавшего ядерного горючего с временем внешнего цикла до 1,5—2 лет.

2. Экономически более выгодным (табл. 3 и 4) и в то же время позволяющим наиболее эффективно использовать ядерное горючее является развитие ядерной энергетики с преимущественным использованием реакторов на быстрых нейтронах единичной мощностью 500—1000 Мвт (эл.) с организацией смешанного уран-плутониевого топливного цикла и увеличением по мере накопления плутония доли быстрых реакторов-размножителей, работающих на плутонии.

Развитие ядерной энергетики с использованием быстрых реакторов требует незначительных по масштабам производств по изготовлению и химической переработке твэлов активной зоны, умеренных мощностей по изготовлению и переработке экранных элементов, т. е. зоны воспроизводства. При добавлении в урановый регенерат активной зоны плутония, вырабатываемого в быстром реакторе, обогащенное горючее потребуются только для обеспечения первоначальной загрузки каждого вновь вводимого реактора и одной-двух его перегрузок. В этом случае развитие энергетики не требует непрерывного наращивания про-

Таблица 3

Ориентировочная структура средневзвешенных удельных капиталовложений в развивающуюся ядерную энергетику при использовании реакторов различных типов

Экономические показатели	Газо-графитовые реакторы на природном уране	Тяжеловодно-органические реакторы на природном уране	Водо-графитовые реакторы на слабообогащенном уране с перегревом пара в активной зоне	Водо-водяные реакторы на слабообогащенном уране	Реакторы на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем
Доля капиталовложений в атомные электростанции, %	75	80	66	66	79
Доля капиталовложений в предприятия топливного цикла, %	25	20	34	34	21
Средневзвешенные удельные капиталовложения в ядерную энергетику, включая топливный цикл, руб/квт	239	231	173	205	161

Таблица 4

Ориентировочная структура средневзвешенной себестоимости электроэнергетики при развитии энергетики с использованием реакторов различных типов

Экономические показатели	Газо-графитовые реакторы на природном уране	Тяжеловодно-органические реакторы на природном уране	Водо-графитовые реакторы на слабообогатшенном уране с перегревом пара в активной зоне	Водо-водяные реакторы на слабообогатшенном уране	Реакторы на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем
Амортизация с текущим ремонтом, % . . .	77	79	45	49	65
Топливная составляющая, %	11	10	48	45	25
Зарплата с прочими расходами, %	12	11	7	6	10
Средневзвешенная себестоимость электроэнергии, коп/квт·ч	0,40	0,42	0,43	0,48	0,33

мышленности по добыче и обогащению урана и практически не зависит от них, так как наличие двух-трех комплектов активных зон оказывается достаточным «пусковым импульсом» для дальнейшей работы быстрых реакторов в режиме самообеспечения с одновременным накоплением избыточного плутония, используемого для ввода новых мощностей с темпами порядка 8—10% в год. Эти темпы могут быть существенно повышены за счет использования в ядерной энергетике делящихся веществ, ранее предназначавшихся для оборонных целей. Заявление Первого секретаря ЦК КПСС Председателя Совета Министров СССР Н. С. Хрущева от 21 апреля 1964 г. указывает на такие возможности.

Величина пускового импульса растет практически пропорционально вводимой мощности и составляет на 1 млн. квт вводимой электрической мощности для экономически конкурентоспособного реактора около 18—25 т урана с обогащением до 20%. При этом на каждый миллион киловатт введенных электрических мощностей необходимо иметь предприятия топливного цикла по химической переработке и изготовлению смешанных уран-плутониевых твэлов в объемах до 6—8 т/год для горячего активной зоны и до 20—25 т/год для урана или тория из экрана.

В табл. 5 приведены сравнительные производительности предприятий топливного цикла,

Таблица 5

Характеристики топливного цикла на 1 млн. квт электрических мощностей для реакторов различных типов

Тип реактора	Рабочая концентрация делящегося изотопа, кг/т	Необходимые производительности по изготовлению и химической переработке твэлов, т/год	Пусковая потребность в уране на период три года до начала возврата регенерата и плутония, т	Ежегодная потребность в уране после начала возврата регенерата и плутония, т/год
Газо-графитовые и тяжеловодно-органические реакторы на природном уране	До 7	130—170	800—1000	40—100
Водо-водяные и водо-графитовые реакторы на слабообогатшенном уране с ядерным перегревом пара	До 50	20—25	80—100	16—20
Реакторы на быстрых нейтронах (активные зоны)	До 200	6—8	18—25	Отсутствует; производится избыточный плутоний
Реакторы на быстрых нейтронах (экраны)	До 7	20—25	80—100	Менее 1,0

соответствующие 1 млн. *квт* (эл.), для реакторов различных типов.

3. Анализ структуры производств в системе ядерной энергетики показал, что доля капиталовложений в топливный цикл не превышает 20—30% при небольших мощностях ядерной энергетики в начальный период развития и по мере наращивания мощностей АЭС может быть снижена до 10—15%. В этом заключается одно из основных экономических преимуществ ядерной энергетики при ее широком развитии, вытекающее из чрезвычайно высокой теплопроизводительной способности ядерного горючего. Этим обстоятельством обуславливается полученный в предварительных оценках результат, показывающий, что эксплуатация АЭС и обеспечивающих их предприятий топливного цикла при больших масштабах развития ядерной энергетики потребует меньших трудовых затрат по сравнению с трудовыми затратами на эксплуатацию угольных электростанций таких же мощностей и необходимых для их работы предприятий по добыче и транспортировке угля. Это в конечном счете характеризует более высокий уровень производительности труда, присущий ядерной энергетике.

Заключение

Наиболее правильным направлением развития ядерной энергетики в широких масштабах следует считать развитие с преимущественным использованием реакторов на быстрых нейтронах, работающих в первый период в конверторном режиме и переходящих постепенно в режим размножения с коротким (примерно пять лет) временем удвоения ядерного горючего.

Строительство АЭС с реакторами на тепловых нейтронах, по которым в настоящее время накоплен большой инженерный опыт, представляется целесообразным в районах, где это в ближайшие годы экономически оправдано.

Весьма важной задачей наряду со строительством надежных и экономичных АЭС является разработка простых и дешевых методов переработки облученного горючего и удаления отходов в промышленных масштабах. До создания такой технологии может оказаться экономи-

чески оправданным длительное хранение отработавших твэлов с невысоким содержанием ценных изотопов.

Развитие ядерной энергетики откроет большие возможности перед промышленно развитыми и развивающимися странами. Оно в значительной мере позволит повысить производительность труда в энергетике, существенно сократить объемы перевозок топлива, уменьшит зависимость национальной энергетики от топливной базы и транспорта, в особенности для стран с ограниченными ресурсами органического топлива. Оно также даст возможность существенно удешевить производство электроэнергии в районах с дорогим топливом и позволит создать предпосылки для более широкого развития промышленности и освоения природных богатств в этих районах, а также широко использовать энергию излучения продуктов деления в целях создания принципиально новых технологических процессов в химии и других отраслях народного хозяйства.

По-видимому, в СССР, в районах с дорогим топливом, ядерная энергетика после 1980 г. будет одним из основных направлений развития энергетики. До 1980 г. масштабы строительства АЭС в Советском Союзе предположительно могут составить несколько десятков млн. *квт* (эл.).

Есть все основания считать, что ближайшие 10—15 лет станут периодом широкого развития экономичной ядерной энергетики.

ЛИТЕРАТУРА

1. Л. А. Мелентьев, Е. О. Штейнгауз. Экономика энергетики СССР. М., Госэнергоиздат, 1963.
2. А. Н. Григорьянц и др. Доклад № 308, представленный СССР на Третью международную конференцию по мирному использованию атомной энергии (Женева, 1964).
3. Г. А. Лунины и др. Там же, доклад № 305.
4. А. Я. Крамеров и др. Там же, доклад № 304.
5. Н. А. Доллежал и др. Там же, доклад № 309.
6. И. Н. Соколов и др. Там же, доклад № 306.
7. К. К. Полушкин и др. Там же, доклад № 307.
8. И. И. Африкантов и др. Там же, доклад № 313.
9. А. И. Лейпунский и др. Там же, доклад № 311.
10. А. И. Лейпунский и др. Там же, доклад № 369.