

ристики канала теплосъема, натриевый пустотный эффект реактивности, большая наведенная активность теплоносителя, химическая активность натрия по отношению к кислороду и воде).

Опыт эксплуатации подтвердил важные с точки зрения безопасности свойства быстрых реакторов с натриевым теплоносителем: отсутствие отравления и проблем пространственной неустойчивости, отрицательные температурные эффекты реактивности, а также благоприятные условия отвода остаточного тепловыделения. Большой запас до температуры кипения (400—500 °С) и большие коэффициенты теплоотдачи натрия при весьма низких скоростях позволяют без опасных последствий переносить тепло из активной зоны и аккумулировать его в натрии и конструктивных элементах первого и второго контуров в режимах естественной циркуляции даже в условиях длительного отказа систем отвода тепла в окружающую среду. Скорость нарастания средней температуры теплоносителя в этом режиме не превышает 20—50 °С/ч.

Вероятность аварии, аналогичной максимальной возможной в реакторах с водой под давлением (разрыв трубопровода максимального диаметра), в натриевом реакторе существенно ниже, чем в тепловых реакторах, вследствие низкого давления в первом контуре и низкой коррозионной активности натрия. Опасные последствия такой аварии легко исключаются при интегральной компоновке (как это выполнено в БН-600).

В связи с недостаточной изученностью вопроса более опасна для быстрых натриевых реакто-

ров возможность разгона на мгновенных нейтронах в результате быстрого опустошения активной зоны и возникновение положительного натриевого эффекта реактивности (другие пути быстрого ввода положительной реактивности могут быть исключены конструктивными и проектными мерами). Для современных реакторов АЭС с БН-600 подобная опасность отсутствует, поскольку интегральный натриевый пустотный эффект здесь отрицателен. В будущих серийных АЭС электрической мощностью 1000—1500 МВт он положителен и может достигать больших значений. Следует отметить, что на современном уровне знаний единственной мыслимой ситуацией, которая может привести к возникновению положительного натриевого эффекта, является отключение насосов первого контура с одновременным сопутствующим отказом всех стержней аварийной защиты. Очевидно, что вероятность этой ситуации весьма мала и может быть уменьшена до заданной величины за счет повышения надежности и дублирования защитных систем и устройств. Все другие случаи (развитие локальных повреждений, прохождение больших газовых пузырей или замедляющих веществ через реактор и др.) могут быть исключены приемлемыми конструктивными и проектными мерами.

Учитывая современные требования относительно возможных нарушений на АЭС с тепловыми реакторами, можно сказать, что принятые проектные решения в быстрых реакторах достаточны для обеспечения безопасности и не приводят к дополнительным ограничениям при выборе места расположения станции.

## Экономические аспекты развития ядерной энергетики и предприятий топливного цикла в СССР

ДЕРГАЧЕВ Н. П., КРУГЛОВ А. К., СЕДОВ В. М., ШУКЛИН С. В.

В СССР, как и в других странах, на ближайшие 20—25 лет типичными для АЭС являются тепловые корпусные реакторы — ВВЭР и уран-графитовые каналы — РБМК.

Оценки существующего в настоящее время состояния разработки АЭС с быстрыми реакторами, в частности опыта эксплуатации Шевченков-

ской АЭС с БН-350, и темпов накопления плутония в тепловых реакторах позволяют сделать вывод о начале внедрения АЭС с быстрыми реакторами не ранее 1985 г. Развитие ядерной энергетики на ближайшие 20—25 лет представляется как сочетание АЭС с тепловыми реакторами и с быстрыми реакторами-размножителями. Исследования показали, что АЭС с быстрыми реакторами имеют несколько более высокую удельную стоимость (на 20—30%), что, однако,



компенсируется более низкой себестоимостью вырабатываемой электроэнергии.

**Темпы развития ядерной энергетики.** В соответствии с Директивами XXV съезда КПСС в СССР в 1976—1980 гг. будет введено  $(13 \div 15) \times 10^3$  МВт энергетических мощностей за счет АЭС, т. е. общая мощность АЭС к 1980 г. достигнет  $(19 \div 21) \cdot 10^3$  МВт [1].

Принимая во внимание время удвоения мощностей АЭС 5—6 лет, для прогноза удобно использовать функцию, определяющую темпы ввода АЭС в виде

$$N_{\Sigma}(t) = N_{0\Sigma} \exp[\alpha(t-t_0)] - N_1 \quad (1)$$

Здесь  $\alpha = 0,1 \text{ г}^{-1}$ ;  $N_{0\Sigma} = 40 \cdot 10^3$  МВт(эл.);  $N_1 = 19 \cdot 10^3$  МВт(эл.);  $t_0 = 1980$  г. (принято по условиям нормировки).

Зависимость (1) позволяет упростить анализ, а также определенным образом прогнозировать развитие энергетики предприятий топливного цикла за пределами временного интервала, определяемого в Директивах.

Ниже приводятся некоторые характеристики реакторов АЭС, составляющих основу программы:

ВВЭР-1000 [3] РБМК-1000 [2] БН-1600 [4]

Тепловая мощность, МВт	3000	3200	3750
Электрическая мощность, МВт	1000	1000	1600
Начальная загрузка, т	65	180	3 ( $P_{Uf}$ )
Обогащение начальной загрузки, %	2,6	1,1	—
Годовая перегрузка, т	21	50	2,2 ( $P_{Uf}$ )
Обогащение стационарной загрузки, %	4,4	1,8	—
Время до первой выгрузки, год	1	1	1
Время внешнего топливного цикла, год	1,3	1,3	1,3
Коэффициент нагрузки	0,8	0,8	0,8

В структуре энергетики для исключения возможных трудностей при размещении заказов на реакторные установки в промышленности соотношение между АЭС с реакторами ВВЭР и РБМК принимается как 1:1. Существенную роль в структуре ядерной энергетики будут играть АЭС с быстрыми реакторами в связи

с накоплением значительного количества плутония в топливе тепловых реакторов.

**Потребность в обогащенном уране** для заданного темпа развития энергетики можно определить по формуле

$$G_0(t) + G_{\Sigma}(t) = \sum_i^2 G_{0i} N_{\Sigma i}(t) + \sum_i^2 G_{\Sigma i} \int_{1975}^t N_{\Sigma i}(t - \tau_i) dt, \quad (2)$$

где  $G_0$  — топливо начальной загрузки;  $G_{\Sigma}$  — топливо стационарной перегрузки. Количество обогащенного урана в тоннах легко определить из формулы (2).

**Роль АЭС с быстрыми реакторами.** Наиболее целесообразный путь использования плутония, образующегося в тепловых реакторах, — строительство АЭС с быстрыми реакторами.

Учитывая представленные данные ввод мощностей АЭС с быстрыми реакторами ( $N_{\Sigma \text{б.э}}$ ) можно описать уравнением

$$\frac{dN_{\Sigma \text{б.э}}(t)}{dt} = \sum_i^2 \frac{P_i}{G_0} \frac{dG_{\Sigma i}(t - \tau)}{dt} + (KB - 1) q N_{\Sigma \text{б.э}}(t - \tau). \quad (3)$$

Здесь  $P_i$  — накопление плутония ( $P_{Uf}$ ) в топливе;  $G_0$  — загрузка плутония в полный топливный цикл быстрого реактора, т [ $G_0 = (2,1 \div 2,2) G_{0i}$ ];  $KB$  — коэффициент воспроизводства в быстром реакторе (1,3);  $q$  — количество плутония, сгорающего в реакторе за год, т/год\*;  $G_{\Sigma i}(t)$  определяется формулой (2);  $\tau$  — время задержки плутония в цикле для тепловых и быстрых реакторов ( $\tau = \tau_1 + \tau_2 = 2,3$  г.). Решение уравнения (3) имеет вид

$$N_{\Sigma \text{б.э}}(t) = \sum_{i=1}^2 \frac{\beta_i P_i G_{\Sigma i}}{G_0 (1 + \gamma \tau)} \left\{ \frac{N_{0\Sigma}}{\alpha - \left( \frac{\gamma}{1 + \gamma \tau} \right)} \times \right. \\ \times \left( e^{\alpha(t - \tau - t_0)} - e^{\alpha(t_1 - \tau - t_0) + \frac{\gamma}{1 + \gamma \tau}(t - t_1)} - \frac{N_1 (1 + \gamma \tau)}{\gamma} \left( e^{\frac{\gamma(t - t_1)}{1 + \gamma \tau} - 1} \right) \right\} + N_2 e^{\frac{\gamma(t - t_1)}{1 + \gamma \tau}}, \quad (4)$$

где  $\beta_i$  — доля реакторов  $i$ -го типа;  $t_1$  — время ввода АЭС с реакторами БН-1600,  $t_1 = 1985$  г.;

\* Принято, что деление  $^{238}\text{U} - ^{240}\text{Pu}$  и  $^{242}\text{Pu}$  компенсирует радиационный захват нейтронов в  $^{239}\text{Pu}$  и  $^{241}\text{Pu}$ .



$N_2$  — число АЭС с быстрыми реакторами, которые могут быть введены к 1985 г. в соответствии с количеством накопленного плутония,  $N_2 = 4,5 \cdot 10^3$  МВт(эл.);  $\gamma = [(KB - 1) q] / G_6$ .

В топливе ВВЭР при выгорании более  $20 \times 10^3$  МВт·сут/т накапливается более 6 кг плутония ( $^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu}$ ) [5, 6]. Для РБМК при выгорании  $18 \cdot 10^3$  МВт·сут/т накапливается более 2,5 кг плутония ( $^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu}$ ) [7].

Расчет по формуле (4) показывает, что к 1990 г. возможен ввод АЭС с быстрыми реакторами мощностью 13 ГВт(эл.), а к 2000 г. — 64 ГВт(эл.).

Если в формуле (4) принять  $\gamma = 0$ , что соответствует  $KB = 1$ , то мощность АЭС с быстрыми реакторами к 2000 г. составит 47 ГВт(эл.), т. е. снизится только на 25%. Отсюда следует, что влияние самих быстрых реакторов на темпы ввода мощности в ближайшие 20 лет не является решающим. Поэтому не бесспорно утверждение о необходимости сосредоточения усилий в ближайшие 10—15 лет на разработке быстрых реакторов с максимальным коэффициентом воспроизводства в ущерб простоте конструкции и эксплуатационной надежности.

Рассмотрим влияние изменения времени внешнего топливного цикла  $\tau_2$  для топлива тепловых и быстрых реакторов на темпы ввода АЭС (с точки зрения обеспечения топливом). При сокращении  $\tau_2$  до 0,8 г. (время выдержки топлива в бассейнах  $\sim 0,5$  г.) мощность АЭС с быстрыми реакторами к 2000 г. возрастет на 30% ( $N_{6,9} = 85$  ГВт,  $G_6 = 5,4$  т), при увеличении  $\tau_2$  до трех лет  $N_{6,9} = 37$  ГВт,  $G_6 = 11$  т, т. е. мощность сократится примерно вдвое.

Ресурсы плутония в ближайшие 20—25 лет практически не будут ограничивать развитие АЭС с быстрыми реакторами, а строительство таких АЭС позволит примерно на 25% сократить потребности в природном уране.

**Основные принципы развития предприятий по переработке топлива.** Структура ядерной энергетики предъявляет ряд требований к развитию предприятий по переработке топлива.

1. Вовлечение в энергетику плутония с использованием его в быстрых реакторах требует сооружения в ближайшие 10—15 лет радиохимических заводов по переработке твэлов и заводов по изготовлению твэлов для тепловых и быстрых реакторов.

2. Время внешнего топливного цикла для тепловых и быстрых реакторов должно быть не более 1—1,3 г. (при вовлечении плутония в энергетику).

3. Число вводимых АЭС с быстрыми реакторами зависит от величины загрузки плутония в топливный цикл.

Величину загрузки плутония в топливный цикл быстрого реактора можно определить выражением

$$G_6 = G_0 \left[ 1 + \frac{1}{T_k} (0,3 + T_v + T_{tr} + T_{px} + T_{изг}) \right], \quad (5)$$

где  $T_k$ ,  $T_v$ ,  $T_{tr}$ ,  $T_{px}$ ,  $T_{изг}$  — длительность кампании топлива в реакторе, время выдержки, транспортировки, радиохимической переработки и изготовления твэлов соответственно. Запас топлива для первой перегрузки составляет 0,3 ( $T_k = 1,4$  г.).

При  $T_v = 1$  г. и  $T_{tr} = 1$  мес формула (5) преобразуется:  $G_6 = G_0 [1,98 + 0,71 (T_{px} + T_{изг})]$ .

Если исходить из положения, что загрузка плутония в топливный цикл не должна превышать  $(2,1 \div 2,2) G_0$ , то  $0,16 \leq T_{px} + T_{изг} \leq 0,31$ .

Время химической переработки топлива и изготовления твэлов быстрых реакторов в объеме годичной загрузки реактора не должно превышать 1—1,5 мес, т. е. заводы должны иметь такую мощность, которая обеспечивала бы переработку топлива (и изготовление) от 7—8 реакторов в год. Следовательно, переработка и изготовление топлива должны быть организованы централизованно, так как трудно представить возможность размещения 7—8 реакторов на одной площадке.

Место размещения завода нужно выбирать, учитывая условия обеспечения безопасности для населения и внешней среды в районе, где возможна организация длительного хранения радиоактивных отходов. При этом необходима организация транспортировки топлива на значительные расстояния.

**Экономика ядерной энергетики и предприятий топливного цикла.** Выполненные в ряде стран исследования по структуре капитальных вложений показывают, что около 80% их направляется на сооружение АЭС и примерно 20% — на развитие предприятий топливного цикла.

Усредненные по расчетам, выполненным в различных странах, капитальные вложения в АЭС (корпусные легководные реакторы) электрической мощностью 1000 МВт составляют 400—500 млн. долл., и, следовательно, капитальные вложения в предприятия топливного цикла, обеспечивающие функционирование такой АЭС, составят 100—125 млн. долл. (Для удобства



при сравнении величины затрат приводятся в долларах.) [8].

Основные усилия при осуществлении программы развития ядерной энергетики должны быть направлены на снижение затрат в сооружении АЭС, повышении эффективности и надежности реактора и тепломеханического оборудования станции, упрощение вспомогательных систем.

Ниже показано распределение капиталовложений в различные предприятия топливного цикла, % [9]:

Горнодобывающая промышленность . . . . .	50—60
Заводы по обогащению урана . . . . .	25—30
Заводы по регенерации твэлов с учетом транспортировки и переработки отходов . . . . .	10—15
Заводы по изготовлению твэлов . . . . .	2—3

Следовательно, наибольшие капитальные вложения необходимы для развития горнодобывающей промышленности и заводов по разделению изотопов урана. Заводы по радиохимической переработке отработавшего топлива производительностью более 1000 т/год (в общем балансе затрат), напротив, несмотря на технические трудности, требуют относительно небольших капитальных вложений, как и заводы по изготовлению твэлов.

Типичное распределение вклада затрат различных производств топливного цикла (в %) в топливную составляющую себестоимости электроэнергии, вырабатываемой АЭС с ВВЭР и РБМК, выглядит следующим образом:

Стоимость урана . . . . .	45—50
Стоимость обогащения урана . . . . .	20—40
Стоимость изготовления твэлов (кассет, сборок) . . . . .	10—20
Стоимость радиохимической переработки топлива . . . . .	5—10

Бóльшие затраты на обогащение топлива требуют АЭС с ВВЭР, так как стоимость обогащения в них примерно в 2 раза выше, чем в РБМК.

Приведенные данные основаны на характерных для ряда стран ценах и стоимостях передовых: цена на уран — 15 долл. за фунт  $U_3O_8$  (24,8 руб./кг урана) [8]; стоимость работы разделения — 48 долл. за 1 кг ЕРР (36 руб./кг ЕРР) [10]; стоимость изготовления твэлов (кассет, сборок) — 70 долл. (52,5 руб.) за 1 кг урана в твэлах [11]; стоимость радиохимической переработки твэлов — 35 долл. (26,2 руб.) за 1 кг урана [11] (стоимость в рублях принята по курсу доллара 1976 г.).

Можно сделать следующие общие выводы при организации производства топливного цикла.

1. Необходимость экономии природного урана требует вовлечения в цикл плутония, образующегося в топливе тепловых реакторов.

2. Поскольку вклад стоимости работы разделения (ЕРР) в себестоимость вырабатываемой электроэнергии ниже вклада от стоимости природного урана, целесообразно также экономить уран за счет снижения концентрации отвала при некотором возрастании требующейся работы разделения.

3. Процесс радиохимической переработки топлива АЭС дает существенную экономию природного урана и, следовательно, приводит к сокращению капитальных затрат в предприятии топливного цикла и к снижению себестоимости электроэнергии. Экономия урана обусловлена как возвратом регенерированного урана, так и вовлечением в топливный цикл значительного количества плутония.

**Заключение.** Воспроизводство плутония в самих быстрых реакторах не окажет в ближайшие 20—25 лет существенного влияния на темпы роста мощности АЭС с быстрыми реакторами.

Характер распределения капитальных вложений в АЭС и в производство топливного цикла показывает, что основная доля их направляется на строительство АЭС и только около 20% на развитие предприятий топливного цикла. По этой причине наибольший эффект в экономии капиталовложений дает снижение затрат на сооружение АЭС за счет совершенствования конструкции реактора и тепломеханического оборудования станции.

В комплексе предприятий топливного цикла наибольший экономический эффект дают мероприятия, приводящие к снижению удельного расхода природного урана, так как капиталовложения в горнодобывающую промышленность составляют около половины капиталовложений в предприятия топливного цикла. Затраты на природный уран составляют также примерно половину топливной составляющей себестоимости электроэнергии, вырабатываемой АЭС. По мере роста цен на уран эта доля затрат также будет возрастать.

Атомоход «Арктика». Вступил в строй в 1975 г. Самое крупное атомное судно в мире; мощность на валу 75 тыс. л. с. Атомоход выполняет важные народнохозяйственные задачи по проводке караванов судов в Северном Ледовитом океане. В августе 1977 г. атомоход достиг географического Северного полюса Земли. Впервые в истории надводное судно достигло этой географической точки в активном плавании.

Фото В. Черноуса



## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Основные направления развития народного хозяйства СССР на 1976—1980 годы. Материалы XXV съезда КПСС. М., Политиздат, 1976, с. 109.
2. Петросьянц А. М. и др. «Атомная энергия», 1971, т. 31, вып. 4, с. 333.
3. Скворцов С. А. Развитие водо-водяных реакторов для энергетических целей в СССР. Докл. на Симп. СЭВ о состоянии и перспективах развития АЭС с водо-водяными реакторами. М., 1968.
4. Лейпунский А. И. и др. «Атомная энергия», 1971, т. 31, вып. 4, с. 383.
5. Moncasolli-Tosi A. e.a. In: Proc. IAEA Symp. «Reactor Burn-up Physics». Vienna, 12—16 July 1971, p. 197.
6. Камышан А. Н., Новиков И. В. [5], p. 125.
7. Tyror J. In: Proc. IAEA Symp. «Developments in the Physics of Nuclear Power Reactors». Yugoslavia, 31 Aug.—10 Sept. 1970, p. 47.
8. «Atom», 1976, v. 235, p. 151.
9. «Nucl. Engng Intern.», 1976, v. 21, N 235, p. 16.
10. «Appl. Atomic», 1973, v. 985, p. 4.
11. Proc. IAEA Symp. «Economics of Nuclear Fuels». Gottwaldov, 27—31 May 1968, p. 47.

## Ядерные энергокомплексы и экономико-экологические проблемы развития ядерной энергетики

ДОЛЛЕЖАЛЬ Н. А., БОБОЛОВИЧ В. Н., ЕМЕЛЬЯНОВ И. Я., ЧУРИН А. И., КОРЯКИН Ю. И., КОЧЕНОВ А. С., СТОЛЯРЕВСКИЙ А. Я., ЧЕРНЯЕВ В. А., ПОНОМАРЕВ-СТЕПНОЙ Н. Н., ПРОЦЕНКО А. М.

Интенсивное возрастание объема общественного производства привело к необходимости на современном этапе планировать его дальнейшее развитие с учетом взаимодействия с окружающей средой [1—3].

Ввиду того что энергетика является одной из ведущих отраслей общественного производства (как с точки зрения масштабов ее собственного развития, так и с точки зрения влияния на развитие других отраслей) и характеризуется интенсивным взаимодействием с окружающей средой, оптимальная стратегия ее перспективного развития становится важным условием успешного решения указанной проблемы в целом.

В настоящее время осуществляется принцип рассредоточенного размещения энергетических мощностей в районах с высокой плотностью населения, отражающий экономически оправданное стремление приблизить источники энергии к центрам ее потребления. Такое размещение сопровождается отчуждением больших земельных площадей, интенсивным расходом водных ресурсов и неизбежным воздействием

на окружающую среду этих районов тепловых сбросов и токсичных отходов [4]. Поэтому при продолжающемся быстром росте потребностей общества в энергии этот принцип может привести к исчерпанию «экологической емкости» этих районов.

Применительно к энергетике экологическая емкость определенного района проявляется через допустимый по степени воздействия на окружающую среду объем размещаемых в нем энергетических мощностей. Несмотря на количественную неоднозначность, экологическая емкость имеет ограничения. С одной стороны, всегда есть возможность ее увеличить, например, путем дополнительных защитных мероприятий (очисткой дымовых газов, сточных вод и других сбросов, использованием замкнутых технологических циклов и т. п.). С другой стороны, она ограничена неизбежностью тепловых сбросов, накоплением производственных отходов при любых видах очистки и отрицательным влиянием дополнительных защитных мероприятий на экономическую эффективность производства энергии.

На обострение экономико-экологической проблемы, по-видимому, будут влиять не только масштабы развития энергетики, но и тенденции в изменении ее структуры.

Особенностью современной энергетики является расширение ее топливной базы за счет ядерных энергоресурсов. Прогнозные исследования показывают, что в ближайшие 15—20 лет АЭС в ряде стран станут основными источниками

© International Atomic Energy Agency, 1977.

Нововоронежская АЭС им. 50-летия СССР. Строительная площадка пятого блока с корпусным реактором мощностью 1 млн. кВт. Окончание строительства намечено на 1978 г. В дальнейшем блоки такого типа станут основными при наращивании мощностей АЭС с корпусными реакторами.

Фото В. Титова