

4. Г. П. Новоселов, А. Т. Агеевков. «Атомная энергия», 26, 230 (1969).
5. Обзоры по атомной энергии. Вена, МАГАТЭ, 1970, Т. 8, стр. 3.
6. C. E. Stevenson, D. M. Paige. Power Reactor Technol. and Reactor Fuel Processing, 10, 61 (1966—1967).
7. O'Boyl. Trans. Amer. Nucl. Soc., 10, 462 (1967).
8. O'Boyl. J. Nucl. Mater., 29, 27 (1969).
9. J. Gramman et al. J. Nucl. Mater., 25, 201 (1968).
10. «Атомная техника за рубежом», вып. 8, 31 (1970).
11. О. Д. Казачковский и др. «Атомная энергия», 24, 136 (1968).
12. У. Б. Льюис и др. Женевская конференция (1964), доклад № 19.
13. M. Bennet. J. Nucl. Mater., 25, 260 (1968).
14. W. Mechem et al. Chem. Engng Prog. Simpos. Series, 60, No. 47, 76 (1964).
15. USAEC Report ANL-6029, 1959.
16. В. Н. Прусаков. Доклад на 36-м Международном конгрессе по промышленной химии. Брюссель, 1966.
17. В. Н. Прусаков, О. Г. Лебедев, Г. П. Гущев. Исследование процесса фторирования закиси урана в кипящем слое. Доклад на II Симпозиуме стран СЭВ по переработке облученного топлива. СССР, 1971.
18. В. Н. Прусаков, В. К. Ежов. «Атомная энергия», 28, 496 (1970).
19. В. Н. Прусаков, В. К. Ежов. Исследования в области переработки облученного топлива. Материалы Симпозиума СЭВ, СССР, 1968.

Пути эффективного использования горючего в ядерной энергетике с быстрыми реакторами

А. И. ЛЕЙПУНСКИЙ, В. В. ОРЛОВ, В. Б. ЛЫТКИН,
М. Ф. ТРОЯНОВ, Л. Н. ЮРОВА

(Государственный комитет по использованию атомной энергии СССР,
Министерство высшего и среднего специального образования СССР)

Хорошо известно, что запасы урана на земле достаточны для обеспечения энергетических потребностей людей путем использования ядерных реакторов деления на любой обозримый период времени. Однако, по современным представлениям, лишь ничтожная доля этих запасов может быть отнесена к категории пригодных для экономического использования в ядерных реакторах на тепловых нейтронах. Реактор, охлаждаемый обычной водой (ЛВР), служащий сейчас основой развития ядерной энергетики большинства стран, потребляет 0,6 кг U^{235} в расчете на 1 Мвт электрической мощности в год. При современных ценах на природный уран $C_U \approx 20$ долл/кг это приводит к урановой рудной составляющей стоимости 1 квт·ч электроэнергии 0,04 цент/квт·ч, что примерно на порядок ниже затрат на органическое горючее и обуславливает экономическую эффективность ядерной энергетике.

Переход же к урану по цене 50—100 долл/кг означает заметное повышение затрат на атомную электроэнергию.

Таким образом, ядерная энергетика, призванная решить топливно-энергетическую проблему, сама оказывается перед такой проблемой.

Известны две основные концепции решения проблемы ядерного горючего. Некоторые специалисты предлагают вкладывать средства в разведку новых месторождений, разработку дешевых способов извлечения урана из бедных руд, усовершенствование тепловых реакторов

и развитие ториевого топливного цикла. Другие, в том числе авторы настоящего доклада, видят кардинальное решение топливной проблемы в реакторах-размножителях на быстрых нейтронах.

При достижении определенных показателей воспроизводства эти реакторы способны вовлечь в энергетику огромные запасы урана и тория в будущем, но и в ближайшие годы внедрение быстрых реакторов позволит развить энергетику до крупных масштабов в рамках известных ресурсов дешевого урана.

Исследования и опытные работы, выполненные в некоторых странах в течение последних двух десятилетий, дают возможность рассчитывать на решение проблемы быстрых реакторов с натриевым охлаждением, включая освоение крупных АЭС с такими реакторами, уже в ближайшие годы. Быстрые реакторы составляют сейчас основу перспективных программ развития ядерной энергетики.

Внедрение быстрых реакторов с коэффициентом воспроизводства $K_B > 1$ еще не решает проблемы ядерного горючего. Для этого необходимо, чтобы K_B превышал единицу с достаточным запасом, позволяющим обеспечить вторичным горючим как догрузку существующих, так и ввод новых реакторов. Другими словами, собственный темп роста системы быстрых реакторов ω_0 должен быть по крайней мере равным темпу роста энергетики ω . Для того чтобы быстрые реакторы успели прийти на смену тепловым реакторам, пока те не

исчерпали запасов дешевого урана, собственный темп их роста должен быть в достаточной мере выше:

$$\omega_0 > \omega. \quad (1)$$

Определению требований к быстрым реакторам, вытекающих из задачи экономии урановых ресурсов, и исследованию их возможностей с этой точки зрения посвящен настоящий доклад. При этом ограничимся рассмотрением быстрых реакторов с натриевым охлаждением и керамическим горючим, получающих наибольшее развитие. Что касается мероприятий по усовершенствованию показателей расхода горючего, то здесь будут рассмотрены лишь те из них, которые в настоящее время изучаются всерьез. Основанием для такого «практицизма» служит то, что уже и этих усовершенствований оказывается достаточно.

Оценке и оптимизации реакторов с точки зрения расходования природного урана, взятого в натуральном выражении, в сравнении с известными его ресурсами иногда противопоставляется «экономический» подход. Экономические критерии позволяют наиболее полно учесть разнородные затраты на производство электроэнергии и в конечном счете определяют выбор реакторов. Однако, будучи рассмотренными при существующих ныне ценах на уран, они не отражают в достаточной мере необходимости в экономии урановых ресурсов, не учитывают одно из главных экономических преимуществ быстрых реакторов — возможность развития энергетики без существенного расширения топливной базы в ближайшие десятилетия. Этим и оправдывается интерес наряду с экономическими и к натуральным показателям расхода урана.

Поскольку при оптимизации желательно (а в строгой постановке необходимо) иметь единый критерий, попытаемся в дальнейшем объединить содержание натуральных и экономических критериев, исходя из предположения об ограниченности запасов дешевого урана.

Развитие ядерной энергетики можно условно разделить на два этапа. На первом из них ядерная энергетика быстро развивается, занимая скромное место в производстве электроэнергии. На втором этапе, достигнув масштабов одного из главных производителей энергии, она замедлит темпы своего роста до общеэнергетических. Рассмотрим сначала требования к быстрым реакторам, выдвигаемые энергетикой отдаленного будущего.

Перспективы ядерной энергетики

Учитывая масштабы энергетики будущего, необходимо потребовать, чтобы быстрые реакторы работали в режиме самообеспечения горючим, т. е. чтобы их собственный темп был равен темпу роста энергетики:

$$\omega_0 = \omega.$$

В этом случае потребление урана ядерной энергетикой ограничивается использованием его в качестве сырья для зон воспроизводства быстрых реакторов. В течение длительного времени, пока используется обогащенный уран, это не потребует дополнительных затрат урана, так как отвала обогатительного производства будет вполне достаточно. Проблема природного урана (а может быть, и тория) как сырья возникнет много позже и вполне разрешима, так как для этой цели экономически допустимо применять и очень дорогой уран. Величина ω_0 зависит как от собственных характеристик реакторов и топливного цикла, так и от условий их работы в энергетической системе (коэффициента нагрузки φ). Чтобы выделить эту зависимость, введем в качестве характеристики собственно реактора время удвоения при $\varphi = 0,8$ ($T_2^{0,8}$). Тогда

$$\omega_0 = \frac{\ln 2}{T_2^{0,8}} \cdot \frac{\varphi(1+0,8T_{\text{п}}/T_{\text{а}})}{0,8(1+\varphi T_{\text{п}}/T_{\text{а}})} \quad (2)$$

и требуемое время удвоения в зависимости от ω и φ равно

$$T_2^{0,8} = \frac{\varphi(1+0,8T_{\text{п}}/T_{\text{а}}) \ln 2}{0,8(1+\varphi T_{\text{п}}/T_{\text{а}}) \omega}. \quad (3)$$

Здесь $T_{\text{п}}$ — время внешнего топливного цикла; $T_{\text{а}}$ — кампания активной зоны при $\varphi = 1,0$.

Когда ядерная энергетика достигнет больших масштабов, ей придется хотя бы частично взять на себя функции регулирования мощности в энергосистемах. Хотя относительно низкие топливные и высокие капитальные затраты АЭС будут стимулировать мероприятия, препятствующие снижению φ , будем считать, что коэффициент нагрузки окажется в пределах 0,6—0,8.

Ниже приведены требуемые величины $T_2^{0,8}$ в зависимости от темпов роста энергетики при φ , изменяющемся в указанном диапазоне:

ω , 1/год	$T_2^{0,8}$, годы
0,10	6—7
0,08	7—9
0,06	9—11

Таким образом, даже современные быстрые реакторы с окисным горючим, которые при времени внешнего топливного цикла $T_{\text{п}} = 0,5$ года могут иметь время удвоения $T_2^{0,8} = 9$ лет, обеспечивают темпы роста энергетики $\sim 6\%$ в год.

Более высокие темпы роста энергетики, характерные для нашей страны в настоящее время ($\omega \approx 8\%$ в год), потребуют усовершенствования окисных реакторов или перехода на новые виды горючего, например монокарбид, что дает снижение $T_2^{0,8}$ до 6–8 лет. Поэтому не вызывает сомнений возможность использования быстрых реакторов разрабатываемого сейчас типа для обеспечения перспектив развития ядерной энергетики.

Более актуален вопрос о более высоких темпах роста ядерной энергетики в ближайшие десятилетия. Для того чтобы в обозримый период можно было бы перейти на строительство только быстрых бридеров и прекратить сооружение тепловых реакторов, собственный темп роста быстрых бридеров ω_0 должен быть несколько более высоким, чем ω . Из анализа развития системы тепловые конвертеры — быстрые бридеры следует, что время выхода в такой режим

$$t_0 \approx \frac{1}{r_{\text{т}}/g_{\text{б}} - (\omega_0 - \omega)} \ln \frac{r_{\text{т}}/g_{\text{б}}}{\omega_0 - \omega}. \quad (4)$$

Здесь $r_{\text{т}}$ — удельное производство плутония в тепловом конвертере; $g_{\text{б}}$ — удельная загрузка плутония в топливном цикле быстрого бридера.

При $r_{\text{т}} \approx 0,2$ кг/Мвт(эл.)·год и $g_{\text{б}} \approx 4$ кг/Мвт(эл.) можно вывести ядерную энергетику в такой режим (т. е. прекратить строительство тепловых реакторов) в обозримый срок ($t_0 \approx 30$ лет), если $\omega_0 - \omega \approx 0,2$, т. е. $\omega_0 \approx 10\%$ в год, так что требуемые времена удвоения составляют 6–7 лет. Формула для времени удвоения в наиболее полном виде получена в работе [1]:

$$T_2 = \frac{\bar{g}_{\text{а}} \left(1 + \varphi \frac{T_{\text{п}}}{T_{\text{а}}}\right) + \bar{g}_{\text{э.т}} \left(1 + \varphi \frac{2T_{\text{п}}}{T_{\text{а}}}\right) + \rightarrow + \bar{g}_{\text{э.б}} \left(1 + \varphi \frac{T_{\text{п}}}{T_{\text{э.б}}}\right)}{\varphi [y(\text{КВ} - 1) - Y(1 - \varepsilon)]} \ln 2. \quad (3')$$

Здесь $\bar{g}_{\text{а}}$, $\bar{g}_{\text{э.т}}$, $\bar{g}_{\text{э.б}}$ — среднее количество плутония в активной зоне, в торцовом экране и в боковом экране на единицу мощности соответственно; y — количество плутония, сгорающее в год на единицу мощности; Y — полное количество плутония, выгружаемое из реактора

в год на единицу мощности; ε — коэффициент возврата из передела, учитывающий потери; $T_{\text{э.б}}$ — среднее время задержки плутония в боковом экране; КВ — полный коэффициент воспроизводства реактора.

Основными путями снижения величины T_2 являются:

1) уменьшение количества плутония в топливном цикле за счет сокращения времени внешнего цикла;

2) снижение количества горючего в цикле за счет увеличения удельной мощности горючего при помощи выравнивания поля тепловыделения;

3) увеличение воспроизводства горючего при переходе к новым его видам и усовершенствовании твэлов и пакетов;

4) увеличение глубины выгорания горючего.

Результаты расчетов показывают, что рассматриваемые усовершенствования быстрых реакторов позволяют сохранить расход природного урана для развития ядерной энергетики на уровне известных ресурсов дешевого урана.

Дополнительная экономия урана, если это потребовалось бы, может быть достигнута путем усовершенствования тепловых реакторов или же внедрения, особенно в начальный период, быстрых урановых конвертеров вместо части ЛВР.

В следующем разделе анализируются способы снижения расхода горючего за счет увеличения его удельной мощности при помощи выравнивания радиального поля тепловыделения в активной зоне и стабилизации его во времени для реакторов большой мощности.

Энергетические реакторы на быстрых нейтронах большой мощности

Для АЭС с ядерными реакторами на быстрых нейтронах характерным для ближайшего будущего явится рост единичных мощностей до 1000–2000 Мвт(эл.). Это целесообразно как в отношении снижения удельных капитальных вложений, так и с точки зрения экономики топливного цикла [2].

Основные особенности физики быстрых реакторов большой мощности обусловлены следующими факторами:

1) ростом внутреннего коэффициента воспроизводства реактивности и близостью его к единице, что упрощает проблему компенсации изменения реактивности при выгорании и обеспечивает возможность длительной непрерывной

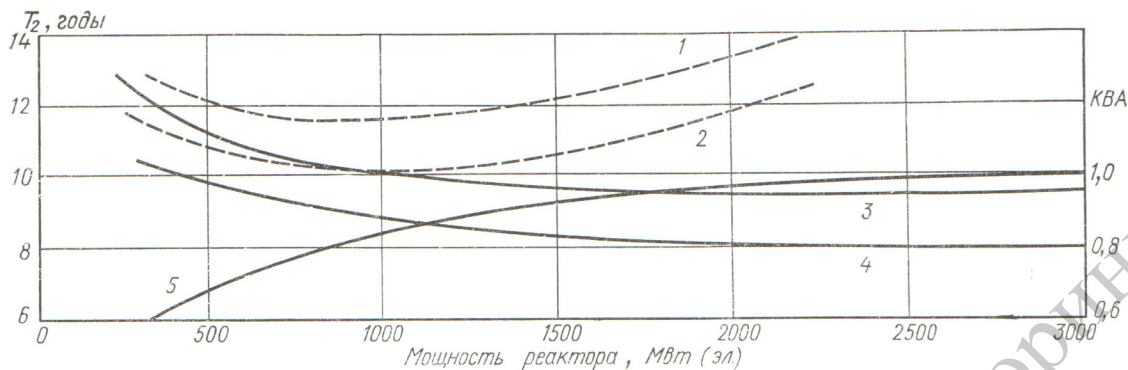


Рис. 1. Зависимость времени удвоения и внутреннего коэффициента воспроизводства от электрической мощности реактора при временах внешнего топливного цикла T_{II} , равных 1 и 0,5 года (горючее $UO_2 - PuO_2$, максимальная глубина выгорания 100 000 Мвт·сутки/т):

1 — время удвоения T_2 , без выравнивания тепловыделения, $T_{II} = 1$ год; 2 — T_2 , без выравнивания тепловыделения, $T_{II} = 0,5$ года; 3 — T_2 , с двухзонным выравниванием тепловыделения, $T_{II} = 1$ год; 4 — T_2 , с двухзонным выравниванием тепловыделения, $T_{II} = 0,5$ года; 5 — внутренний коэффициент воспроизводства.

работы реактора без перегрузок (до ~1 года и более);

2) необходимостью выравнивания профиля поля тепловыделения в активной зоне реактора, что обеспечивает снижение удельного количества горючего в цикле и сохранение полного коэффициента воспроизводства с ростом мощности реактора.

Как известно, наибольшее распространение в настоящее время имеет способ выравнивания тепловыделения путем создания зон разного обогащения в активной зоне реактора. Изучение зависимости физических характеристик реакторов от их мощности проводилось с участием С. Т. Лескина, А. И. Новожилова.

Результаты этих исследований показаны на рис. 1. Как видно из рисунка, увеличение мощности реактора сопровождается улучшением его физических характеристик.

Для реактора типа БН-600 с окисным горючим с выравниванием тепловыделения зонами разного обогащения при времени внешнего цикла 0,5 и 1 год время удвоения получается равным 9 и 11 годам соответственно. Интересы развития ядерной энергетики требуют, чтобы это время составляло 6—8 лет.

Изучение возможностей реакторов на быстрых нейтронах требует учета определенного технического прогресса в реакторостроении (усовершенствование конструкции топливных кассет и твэлов, улучшение технологии и разработка новых топливных композиций) [2].

С другой стороны, использование наиболее распространенного способа выравнивания тепловыделения путем создания подзон разного

обогащения приводит к значительной временной нестабильности профиля поля тепловыделения при длительной работе реактора большой мощности без перегрузок (0,5 года и более). В процессе работы такого реактора происходит относительный рост тепловыделения в центре активной зоны из-за пространственного перераспределения концентраций делящихся изотопов и нейтронного потока, что в конечном счете становится определяющим условием продолжительности непрерывной работы реактора. Вопросы временной нестабильности профиля поля тепловыделения исследовались при участии С. Б. Боброва, В. М. Мурогова, А. И. Новожилова, Л. В. Точеного, А. Н. Шмелева, В. Г. Илюнина, И. Д. Ракитина и др. [3—5]. С. М. Зарицким, В. М. Муроговым и А. Н. Шмелевым был разработан способ выравнивания профиля тепловыделения в реакторах на быстрых нейтронах, обеспечивающий его временную стабильность [6] за счет создания подзон с различными делящимися и воспроизводящими изотопами.

На основе указанного способа выравнивания тепловыделения Е. И. Гришаниным, В. М. Муроговым, В. В. Орловым и Л. В. Точеным был предложен быстрый энергетический реактор со стабильным во времени профилем поля тепловыделения (БСР — быстрый стабильный реактор).

Исследования, проведенные при участии В. Г. Илюнина, А. М. Кузьмина, В. М. Мурогова, А. Н. Шмелева, Ю. В. Силаева, показали, что в таком реакторе достигается как наименьшее значение коэффициента неравномерности

тепловыделения, так и неизменность поля тепловыделения в процессе кампании (рис. 2). В результате обеспечивается возможность длительной непрерывной работы без перегрузок в процессе кампании реактора и значительное повышение энергонапряженности горючего в топливном цикле. Рис. 2 иллюстрирует изменение радиального коэффициента неравномерности K_r для различных способов выравнивания в зависимости от глубины выгорания, достигаемой в реакторе за время работы без перегрузки. Существенным является отличие поведения поля тепловыделения в плутониевом реакторе, выравненном обогащением, и в стабильном реакторе.

Дополнительные преимущества в реакторах большой мощности имеет способ выравнивания составом (разный шаг твэлов или разный диаметр твэлов в зонах).

В результате исследований, проведенных при участии А. И. Новожилова, С. Б. Боброва, В. Г. Илюнина, А. М. Кузьмина, В. М. Мурогова, Ю. В. Силаева, А. Н. Шмелева, было установлено, что стабильность профиля поля тепловыделения при выравнивании составом, достигаемая за счет равенства зонных коэффициентов воспроизводства, обеспечивает достаточно высокий темп воспроизводства и энергонапряженность горючего в цикле (см. рис. 2). При этом способе выравнивания упрощается также решение некоторых вопросов безопасности, что связано с более отрицательным значением натриевого и доплеровского коэффициентов реактивности.

Что касается способа выравнивания обогащением, то работы, выполненные при участии С. Б. Боброва и А. И. Новожилова, показали, что оптимальное размещение плутониевого горючего с различным содержанием высших изотопов плутония (Pu^{240} , Pu^{241} и Pu^{242}) в значительной мере улучшает временное поведение поля тепловыделения и повышает энергонапряженность и темп воспроизводства горючего.

Корректное и разностороннее изучение различных способов выравнивания невозможно без проведения комплексного расчета активной зоны быстрого реактора (т. е. теплового, гидравлического, прочностного и нейтроннофизического расчета в комплексе). Для успешного решения этих задач при участии А. М. Кузьмина, А. А. Кашутина, Ю. В. Силаева, Л. В. Точеного, В. В. Хромова, В. А. Апса был разработан комплекс программ для оптимизационных исследований быстрых реакторов [7—9]. Оптимизационная программа «РОКБАР» позволяет

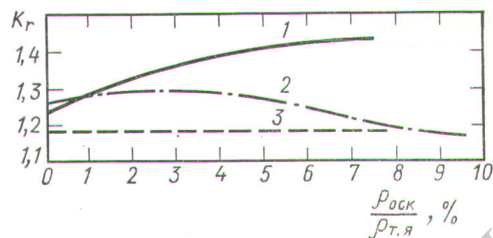


Рис. 2. Зависимость радиального коэффициента неравномерности тепловыделения K_r от времени непрерывной работы реактора:

1 — выравнивание двумя обогащениями; 2 — выравнивание составом; 3 — реактор со стабильным полем тепловыделения.

проводить указанный комплексный расчет активной зоны быстрого реактора с натриевым охлаждением с определением оптимальных (по тем или иным критериям) композиций и параметров реакторов: размеров активной зоны; шага решетки твэлов, диаметра и толщины оболочки твэлов; скорости теплоносителя и объемной доли стенок кассет; высоты газовой полости; обогащения горючего.

При этом вводятся ограничения на некоторые параметры, функционально зависящие от управлений, например температуру горючего и оболочки наиболее напряженного твэла (с учетом факторов перегрева), напряжение в оболочке твэла и стенках кассет, величину среднего подогрева теплоносителя (с учетом дросселирования).

Физический расчет в программе «РОКБАР» проводится эффективным малогрупповым методом условного разделения пространственных и энергетических переменных. Поиск оптимального варианта реактора осуществляется при помощи итерационного метода. На каждом шаге итераций исходная задача линейризуется (с использованием теории малых возмущений), а полученная при этом линейная задача решается методом последовательного сокращения невязок [10].

В табл. 1 на основе результатов оптимизационных исследований больших быстрых реакторов, проведенных С. Б. Бобровым, В. Г. Илюниным, А. М. Кузьминым, В. М. Муроговым, А. И. Новожиловым, Ю. В. Силаевым, А. Н. Шмелевым, приведены характеристики быстрых реакторов большой мощности [1500 Мвт(эл.)] с различными способами выравнивания (с учетом ожидаемого прогресса реакторостроения): БОП-2 — усовершенствованный окисный урановый реактор, выравненный обогащением; БСР — усовершенствованный

Характеристики перспективных быстрых реакторов большой мощности

Таблица 1

Параметр	БОП-2	БСР	БОБ-1	БОБ-2	БКБ
Тепловая мощность, <i>Мвт</i>	3750	3750	3750	3750	3750
Электрическая мощность, <i>Мвт</i>	1500	1500	1500	1500	1500
Плотность тепловыделения, <i>квт/л</i>	650	760	550	540	650
Способ выравнивания тепловыделения	Два обогащения	По данным работы [6]	Два обогащения	Составом	Два обогащения
Коэффициент неравномерности:					
радиальный	1,27	1,18	1,37	1,26	1,3
аксиальный	1,26	1,27	1,24	1,25	1,25
Загрузка активной зоны, <i>т</i>	3,45	2,50	2,93	2,85	2,74
Удельная загрузка активной зоны, <i>т/млн. квт (эл.)</i>	2,3	1,65	1,95	1,90	1,83
Диаметр твэлов, <i>мм</i>	5,8	5,8	6,8	5,8—6,25	7,0
Коэффициент воспроизводства	0,9	1,1	1,4	1,38	1,55
Время удвоения при коэффициенте нагрузки 0,8:					
$T_D = 1$ год	—	—	9	9,5	7,3
$T_D = 0,5$ года	—	—	7,5	7,5	6

Исходные технологические и конструкционные данные для оптимизационного расчета

Таблица 2

Параметр	Двуокись	Монокарбид
Максимальная температура горючего, °C	2450	1600
Максимальная температура оболочки, °C	725	725
Плотность горючего, <i>г/см³</i>	8,7	11
Толщина оболочки, <i>мм</i>	0,4	0,3
Материал оболочки	Нержавеющая сталь	Нержавеющая сталь
Максимальная глубина выгорания, <i>Мвт·сутки/т</i>	100 000	100 000
Тип твэла	Герметичные	С выпуском газа
Предельная относительная деформация оболочки	0,002	0,002
Перепад давления в реакторе, <i>атм</i>	12	12
Теплопроводность горючего, <i>ккал/м·ч·°C</i>	2,2	16

ный реактор со стабильным полем тепловыделения; БОБ-1 — усовершенствованный окисный плутониевый реактор, выравненный обогащением; БОБ-2 — усовершенствованный окисный плутониевый реактор, выравненный составом; БКБ — усовершенствованный карбидный плутониевый реактор, выравненный обогащением.

Исходные технологические и конструкционные параметры, положенные в основу оптимизации, представлены в табл. 2.

Некоторые из принятых здесь для оптимизационного расчета исходных данных взяты с учетом определенного технического прогресса (значительное гидравлическое сопротивление пакетов, твэлы с выпуском газовых осколков). Что касается глубины выгорания, то в расчете использованы умеренные перспективные оценки этой величины (максимальная глубина выгорания 100 000 *Мвт·сутки/т*). В связи

с этим надо заметить, что обнаруженное в последние годы явление радиационного распухания сталей может потребовать дополнительных технических мероприятий для достижения принятых глубин выгорания.

Расход природного урана

Примем, что развитие ядерной энергетики описывается выражением

$$N(t) = \frac{A}{\omega} (e^{\omega t} - 1) + N(0), \quad (5)$$

где $N(t)$ — уровень мощности в момент времени t ; A — постоянная, в данном случае $A = 2,38$; ω — заданный асимптотический темп роста мощности, в данном случае $\omega = 0,08$; $N(0)$ — начальный уровень мощности, в данном случае $N(0) = 2$. Рассматриваемый отрезок времени — 30 лет. Расчеты потребления

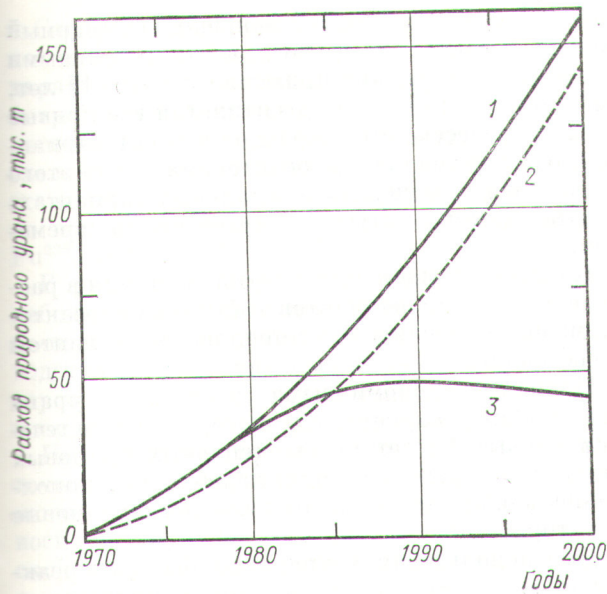


Рис. 3. Суммарный расход природного урана в зависимости от характеристик быстрых реакторов:

1 — БОП + БОБ; 2 — БСР; 3 — БОП + БКБ.

урана выполнены при участии Л. С. Ануфриенко.

На рис. 3 показан диапазон изменения расхода природного урана за 30 лет при использовании комбинаций урановых и плутониевых реакторов с различными характеристиками.

Кривая 1 дает расход урана для урановых и плутониевых реакторов (БОБ + БОП) с «современными» характеристиками, кривая 2 относится к быстрым реакторам со стабильным полем тепловыделения (БСР) и, наконец, кривая 3 показывает, как сильно может снизиться расход урана при использовании монокрибидного бридера с перспективными характеристиками (БКБ). Во всех трех вариантах принят постоянный коэффициент нагрузки $\phi = 0,8$ и постоянная концентрации U^{235} в отвальном уране $x_0 = 0,25\%$; время внешнего цикла также постоянно и равно 1 году. В случае сокращения длительности внешнего топливного цикла до 0,5 года (что представляется технически возможным) расход урана может быть снижен еще на 25–35%.

Рассмотренные выше варианты представляют в основном теоретический интерес для анализа возможностей одних быстрых реакторов. В реальных условиях ядерная энергетика начинает свое развитие с реакторов на тепловых нейтронах, так как они сейчас наиболее отработаны и составляют основу ядерной энергетики во всех странах. Известно, что развитие

ядерной энергетики на одних тепловых реакторах с циркуляцией плутония потребовало бы значительно больше природного урана, чем для вариантов развития энергетики с быстрыми плутониевыми реакторами, так как в тепловых реакторах плутоний используется неэффективно. Причем это различие должно возрастать с увеличением рассматриваемого интервала времени. Указанный эффект проявляется уже достаточно сильно в пределах ближайших 30 лет.

На рис. 4 представлены кривые суммарного расхода природного урана для трех вариантов развития ядерной энергетики в соответствии с выражением (5). Приведенные цифры носят чисто иллюстративный характер.

В качестве тепловых реакторов взяты два варианта легководных реакторов — современный (ЛВР-1) и перспективный (ЛВР-2); их характеристики даны в табл. 3 (они примерно соответствуют данным работы [11]). Предполагается, что первые 10 лет все АЭС работают с коэффициентом нагрузки $\phi = 0,8$, а следующие 20 лет коэффициент нагрузки равен 0,7.

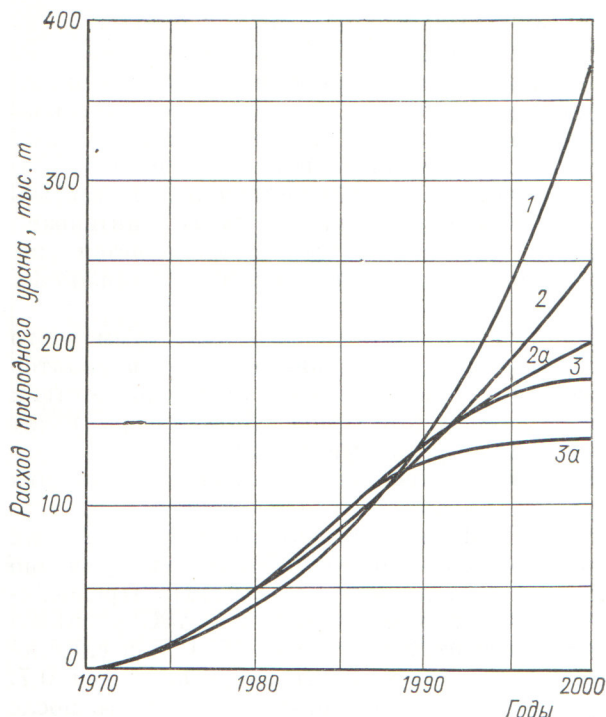
Если в системе есть быстрые реакторы, после первых 10 лет коэффициент нагрузки снижается только для АЭС с тепловыми реакторами; быстрые реакторы все время работают с коэффициентом нагрузки 0,8; при этом ϕ тепловых реакторов в зависимости от их числа снижается настолько, что общий средний коэффициент нагрузки составляет $\sim 0,7$. Если не оговорено особо время внешнего топливного цикла, оно принято равным 1 году.

Рассмотрены следующие варианты (см. рис. 4).

1. Легководные реакторы ЛВР-1 первые 10 лет плюс легководные реакторы ЛВР-2 следующие 20 лет; вырабатываемый плутоний используется в этих же реакторах; эффект использования плутония учтен путем уменьшения общего расхода урана на 20%.

Характеристики тепловых реакторов Таблица 3

Параметр	ЛВР-1	ЛВР-2
Загрузка, т природного урана/млн. лет (эл.)	650	400
Расход на подпитку ($\phi = 0,8$), т природного урана/млн. лет (эл.)·год	160	120
Производство плутония ($\phi = 0,8$), т делящегося Pu/млн. лет (эл.)·год	0,200	0,200



Р и с. 4. Суммарный расход природного урана для различных комбинаций реакторов:

1 — ЛВР-1 + ЛВР-2; 2 — ЛВР-1 + ЛВР-2 + БОБ + БКБ; 2а — ЛВР-1 + ЛВР-2 + БОБ + БКБ ($T_{\text{п}} = 0,5$ года); 3 — ЛВР-1 + БОП + БОП-2 + БОБ + БКБ; 3а — ЛВР-1 + БОП + БОП-2 + БОБ + БКБ ($T_{\text{п}} = 0,5$ года).

2. Легководные реакторы ЛВР-1 первые 10 лет плюс легководные реакторы ЛВР-2 последующие 20 лет совместно с быстрыми плутониевыми реакторами на окисном горючем (БОБ) начинают вводиться по прошествии первых 10 лет, затем еще через 5 лет вместо них строятся плутониевые быстрые реакторы на карбидном горючем (БКБ).

2а. То же, что и вариант 2, но время внешнего топливного цикла $T_{\text{п}} = 0,5$ года.

3. Легководные реакторы ЛВР-1 строятся первые 10 лет, затем вместо них совместно с быстрыми реакторами (БОБ) по мере необходимости сооружаются быстрые урановые реакторы (БОП); через 15 лет после начала развития энергетики вместо окисных бридеров (БОБ) строятся карбидные бридеры (БКБ) и вместо реакторов БОП по мере необходимости — усовершенствованные реакторы БОП-2.

3а. То же, что и вариант 3, но время внешнего топливного цикла уменьшено с 1 до 0,5 года после 1985 г.

Результаты расчетов показывают, что в варианте с одними тепловыми реакторами осу-

ществляется несколько меньший суммарный расход урана по сравнению с остальными вариантами в течение примерно первых 17 лет, однако к концу второго десятилетия все кривые расхода пересекаются и расход урана в варианте с одними тепловыми реакторами после этого становится больше, чем в остальных вариантах, и эта разница быстро нарастает со временем.

К концу третьего десятилетия экономия в расходе урана для вариантов с быстрыми реакторами по сравнению с «всеотопным» вариантом 1 составляет 33—62 %.

Наиболее экономичными по расходу урана оказываются варианты, в которых по истечении первых 10 лет вместо тепловых урановых реакторов строятся по мере надобности в дополнение к быстрым бридерам быстрые урановые реакторы.

При использовании урановых быстрых реакторов обеспечивается не только наилучшая экономия урана за 30 лет, но и минимальный его расход в дальнейшем за пределами этого периода. Имеется в виду расход урана на подпитку АЭС с урановыми реакторами, введенными за рассматриваемый 30-летний интервал, до конца их срока службы. Расход этот для варианта 1 с одними тепловыми реакторами будет намного больше, чем в вариантах 3 и 3а, где тепловых реакторов мало и, кроме того, имеется возможность применять для подпитки после 2000 г. избыточный плутоний из быстрых реакторов.

Как уже отмечалось, для перспективных быстрых реакторов здесь приняты умеренные величины максимальной глубины выгорания, которые достижимы для окисного горючего уже сейчас.

Увеличение глубины выгорания остается, таким образом, возможным резервом дальнейшего повышения эффективности топливного цикла. Здесь не рассмотрены возможности дополнительного улучшения характеристик при использовании металлического горючего, так как пока нет достаточных опытных данных о допустимых его характеристиках (температура, плотность, легирование, глубина выгорания и т. д.).

Что касается влияния на приведенные результаты по расчету потребности в природном уране масштабов развития ядерной энергетики, то можно считать, что конечные итоговые цифры в определенных пределах пропорциональны уровню мощности на конец рассматриваемого периода.

Следует остановиться еще на влиянии неточности ядерных данных на результаты расчета характеристик быстрых реакторов и объемов потребления природного урана. Настоящие расчеты физических характеристик реакторов сделаны на основе 26-групповой системы констант БНАБ [12], скорректированной в 1969 г. по последним экспериментальным данным для Pu^{239} , U^{238} и U^{235} [13—15].

В результате коррекции сечений произошло небольшое возрастание удельной загрузки ($\sim$ на 6%) и снижение коэффициента воспроизводства рассматриваемых типов быстрых реакторов (на 0,05); характеристики реакторов в табл. 1 даны с учетом этих изменений.

По оценкам, приведенным в работе [16], точность расчета таких характеристик большого быстрого реактора, как коэффициент воспроизводства, составляет $\pm 0,1$, а критической массы — $\pm 8\%$. Это объясняется существующей неопределенностью ядерных данных. Если взять за основу при расчете реакторных характеристик пессимистические оценки, т. е. уменьшение коэффициента воспроизводства на 0,1 и увеличение загрузки активной зоны на 8%, то расход урана за 30 лет в системе с тепловыми и быстрыми реакторами возрастет по сравнению с представленными на рис. 4 цифрами не более чем на 8—15%.

Экономические критерии эффективности использования ядерного горючего

Как отмечалось выше, экономические критерии должны учитывать фактор ограниченности ресурсов дешевого природного урана, приводящий к росту цен на уран со временем. При этом характеристики реакторов сказываются на темпах потребления урана и динамике его цены, которые оказывают обратное влияние на экономические показатели реакторов.

При определении динамики цен на уран здесь не будет учитываться неизбежный «нормальный» прогресс в технологии, ведущий к снижению затрат, так как при оптимизации и сравнениях важны не абсолютные, а относительные величины, которые более стабильны.

Если $G(t) dt$ — расход природного урана за время dt , $\mathcal{G}(C)$ — ресурсы урана, затраты на который не превышают C (долл./кг), то зависимость $C(t)$ может быть получена из выражения

$$\mathcal{G}[C(t)] = \int_0^t G(t) dt. \quad (6)$$

При оценке экономической эффективности будем исходить из суммарных, приведенных к «настоящему моменту» $t = 0$ затрат на природный уран:

$$Z = \int_0^\infty dt e^{-pt} G(t) C(t), \quad (7)$$

где p — процент дисконтирования.

Варьируя выражения (6) и (7), можно найти, что при изменении расхода урана на $\delta G(t)$ изменение суммарных затрат составит

$$\delta Z = \int_0^\infty dt e^{-pt} \delta G(t) \tilde{C}(t), \quad (8)$$

где

$$\tilde{C}(t) = C(t) + \int_t^\infty dt' e^{-p(t'-t)} \frac{dC}{dt'}. \quad (9)$$

Величина

$$\tilde{C}(t) = e^{pt} \frac{\delta Z}{\delta G(t)} \quad (10)$$

и должна быть взята в качестве цены урана в условиях ограниченных ресурсов. Она учитывает как затраты на данный килограмм урана, так и увеличение затрат в будущем при израсходовании дополнительного килограмма урана в момент t . Аналогично цена плутония

$$\tilde{C}_{\text{Pu}}(t) = e^{pt} \frac{\delta Z}{\delta G_{\text{Pu}}(t)} = \int_t^\infty dt' e^{-p(t'-t)} C(t') \frac{\delta G_{\text{U}}}{\delta G_{\text{Pu}}} \approx \alpha \gamma C(t), \quad (11)$$

где α — относительная эффективность Pu^{239}

и U^{235} в реакторах; $\gamma = \frac{1 - \frac{x_0}{x}}{0,0071 - x_0} \approx 200$; x_0 — концентрация U^{235} в отвале; x — концентрация U^{235} в обогащенном горючем. Здесь под δZ понимается экономия в затратах на уран при введении дополнительно 1 кг плутония в момент t . Величины δZ и $\tilde{C}_{\text{Pu}}$, конечно, зависят от того, каким образом используется плутоний (например, в тепловых или быстрых реакторах), и поэтому однозначное их определение требует рассмотрения конкретной системы. Подчеркнем лишь, что $\tilde{C}_{\text{Pu}}(t)$ определяет лишь одну составляющую цены плутония, связанную с потреблением природного урана.

При этом приведенные затраты на природный уран для реактора i -го типа окажутся равными

$$\begin{aligned} z &= e^{pt} \frac{\delta z}{\delta N_i} = \\ &= \gamma [q_i \tilde{C}(t) + q_i \int_t^\infty dt' e^{-p(t'-t)} \tilde{C}(t') - \\ &\quad - r_i \int_t^\infty dt' e^{-p(t'-t)} C_{Pu}(t')], \end{aligned} \quad (12)$$

где g_i (кг/Мвт); g_i (кг/Мвт·год); r_i (кг/Мвт·год) — удельные расходы горючего (U^{235} или Pu^{239}) на загрузку, подпитку реактора и производство избыточного плутония соответственно; δN_i — прирост мощности. При ограниченных ресурсах стоимость производства электроэнергии будет расти со временем одновременно с ценой урана. Аналогичный анализ показывает, что урановая составляющая стоимости 1 кВт·ч имеет вид

$$S = \left(p\tilde{C} - \frac{d\tilde{C}}{dt} \right) \gamma g + \gamma q \tilde{C} - r \tilde{C}_{Pu}, \quad (13)$$

что при интегрировании сводится к суммарным приведенным затратам [(см. выражение (12)].

Вычисленные таким образом затраты учитывают изменение цены урана вследствие ограниченности ресурсов и в этом смысле объединяют содержание экономических и натуральных критериев. Учет роста цены приводит к увеличению абсолютных величин затрат и к относительно уменьшению роли начальных вложений.

Что касается тепловых реакторов, то полученные формулы указывают на повышение их экономичности с вводом в действие быстрых реакторов из-за повышения цены плутония, а также на целесообразность сдвига оптимальной их конструкции и режимов работы в сторону увеличения производства плутония.

Сделаем грубую количественную оценку изменений экономических показателей реакторов, связанных с учетом фактора ограниченности урановых ресурсов.

В варианте развития ядерной энергетики * только на легководных реакторах затраты на природный уран растут за 30 лет с $C = 20$

до $C = 60$ долл/кг, так что в среднем $\frac{dC}{dt} \approx 1,3$ долл/кг·год.

При современных ценах приведенные затраты на уран для ЛВР составляют ~ 30 долл/кВт при $p = 6\%$ в год, а по формулам (7), (4) ~ 80 долл/кВт. В случае развития энергетики на ЛВР и быстрых реакторах при $p = 10\%$ в год эти цифры равны 20 и 40 долл/кВт соответственно.

Затраты на горючее для быстрых реакторов оказываются меньшими по величине (в пределах ± 10 долл/кВт) и слабее зависят от цены урана. Затраты, вычисленные по формулам (9), (12), (13), вместе с затратами на обогащение, изготовление, химическую переработку твэлов и т. п. могут служить критерием экономической эффективности при оптимизации реакторов в условиях ограниченных ресурсов урана.

ЛИТЕРАТУРА

1. А. И. Лейпунский и др. (СССР). III Женевская конференция (1964 г.), доклад № 369.
2. А. И. Лейпунский. «Атомная энергия», 28, 297 (1970).
3. А. И. Новожилов и др. (СССР). Доклад на симпозиуме СЭВ «Состояние и перспективы работ по созданию АЭС с реакторами на быстрых нейтронах» (Обнинск, 1967).
4. С. Б. Бобров и др. В сб. «Физика ядерных реакторов». Вып. 2. М., Атомиздат, 1970, стр. 121.
5. С. Б. Бобров и др. Там же, стр. 129.
6. С. М. Зарицкий, В. М. Мурогов, А. Н. Шмелев. «Бюллетень по делам изобретений и открытий», № 15 (1970).
7. А. А. Кашутины и др. (СССР). Доклад на симпозиуме СЭВ «Состояние и перспективы работ по созданию АЭС с реакторами на быстрых нейтронах» (Обнинск, 1967).
8. В. В. Хромов и др. В сб. «Физика ядерных реакторов». Вып. 1. М., Атомиздат, 1970, стр. 159.
9. В. В. Хромов и др. Там же, вып. 2, стр. 3.
10. А. М. Кузьмин. Там же, вып. 1, стр. 92.
11. С. М. Фейнберг. «Атомная энергия», 25, 363 (1968).
12. Л. П. Абагян и др. Система многогрупповых констант для расчета энергетических быстрых реакторов. М., Атомиздат, 1964.
13. Г. М. Веселова и др. IAEA-CN-26/75 (1970).
14. Л. П. Абагян и др. IAEA-CN-26/80 (1970).
15. G. James, M. Schomderg. AERE-M-2157 (Harwell, 1969).
16. P. Greebler et al. Report 2nd International Conference on Nuclear Data for Reactors (Helsinki, 1970).

* В мировых масштабах.