Эффективность использования горючего в энергетических быстрых реакторах

В. В. ОРЛОВ, М. Ф. ТРОЯНОВ, В. Б. ЛЫТКИН (СССР)

УДК 621.039.526

Эффективность использования горючего на АЭС определяется в первую очередь затратами на топливный цикл для выработки 1 *квт·ч* электроэнергии. В качестве критерия используется топливная составляющая приведенных затрат. Кроме денежных показателей полезно прибегать и к натуральным показателям топливного цикла, таким, как потребление урана или плутония реакторами данного типа, время удвоения мощности, объемы изготовления и химической переработки твэлов мощности разделения обогатительного производства.

Все эти показатели характеризуют топливный цикл с какой-то одной стороны, хотя все они связаны друг с другом. Они свободны от некоторых неопределенностей, свойственных денежным показателям.

Расход горючего в системе реакторов-бридеров

При рассмотрении вариантов развития ядерной энергетики важное значение имеет минимизация расхода делящихся материалов. Расход делящегося материала в каждый момент времени складывается из затрат на ввод новых реакторов и на подпитку введенных ранее. Для упрощения примем, что ввод мощностей ядерной энергетики возрастает экспоненциально, т. е.

$$\frac{dW(t)}{dt} = Ae^{\omega_0 t}, \quad \text{откуда} \quad Wt = \frac{A}{\omega_0}(e^{\omega_0 t} - 1),$$

а

$$\omega(t) = \frac{1}{W}\cdot\frac{dW}{dt} = \frac{\omega_0}{1 - e^{-\omega_0 t}}.$$

Такой закон роста мощностей гораздо лучше описывает качественные особенности динамики развивающейся ядерной энергетики по сравнению с иногда используемым экспоненциальным ростом мощности $W(t) = W_0 e^{\omega t}$ (высокий относительный темп в начале развития, спадающий со временем до величины ω_0). Величина ω_0 при этом должна быть взята равной асимптотическому темпу роста всей энергетики. Последняя же величина едва ли будет превышать 7—8% в год. Годовой расход делящегося материала для такого развития системы быстрых реакторов на плутонии может быть найден из приближенного выражения

$$G_{\text{год}}(t) = G_{\text{ц}}\frac{dW(t)}{dt} - G_{\text{ц}}\omega_{\text{с}}W(t) = W(t)\,G_{\text{ц}}[\omega(t) - \omega_{\text{с}}], \qquad (1)$$

где $G_{\text{ц}}$ — удельное количество плутония в топливном цикле, *т/млн. квт* (э.); $\omega_{\text{с}}$ — собственный темп роста мощности быстрых реакторов, соответствующий времени удвоения $T_2 = \frac{0{,}693}{\omega_{\text{с}}}$.

Расход плутония будет тем меньше, чем меньше его удельное количество в топливном цикле и чем выше коэффициент воспроизводства. Повышение энергонапряженности горючего за счет уменьшения размера активной зоны, хотя и приводит в большинстве случаев к снижению удельной загрузки топливного цикла, вызывает одновременно заметное снижение коэффициента воспроизводства. Удельная загрузка в цикл может быть приближенно представлена в виде

$$G_{\text{ц}} \simeq G_{\text{а}} + G_{\text{год}}T_{\text{п}} = G_{\text{а}} + \frac{1000\beta}{\bar{B}\cdot\eta}\,365\varphi Z_0 T_{\text{п}}, \qquad (2)$$

где $G_{\text{а}}$ — загрузка активной зоны, *кг* Pu/*млн. квт* (э.); $G_{\text{год}}$ — годовая перегрузка, *кг* Pu/*млн. квт* (э.)·*год*; $\bar{B}$ — средняя глубина выгорания, *Мвт. сутки/т*; β — доля мощности реактора, приходящаяся на активную зону; η — коэффициент полезного действия; φ — коэффициент нагрузки; Z_0 — начальная концентрация плутония (*кг/т* горючего); $T_{\text{п}}$ — время внешнего топливного цикла, лет.

Величина $G_{\text{а}}$ обратно пропорциональна энергонапряженности горючего и величине к.п.д. Поэтому выгодно в разумных пределах повышать энергонапряженность горючего, принимая во внимание инженерные соображения, неизбежное снижение внутреннего коэффициента воспроизводства и некоторое снижение полного коэффициента воспроизводства, а также возрастание количества делящегося материала во внешнем топливном цикле. Последнее связано с повышением начальной концентрации плутония в горючем (Z_0) при переходе к меньшим объемам активной зоны.

Вполне приемлемой является величина к. п. д. 40—43%, которая обеспечивается при параметрах пара 130—160 *ата* и температуре 500—540° С. С повышением к. п. д. снижается

РЕПОЗИТОРИЙ ГГУ имени Ф. Скорины

и удельное количество горючего во внешнем цикле. Однако здесь есть более сильнодействующие факторы: глубина выгорания и время внешнего топливного цикла.

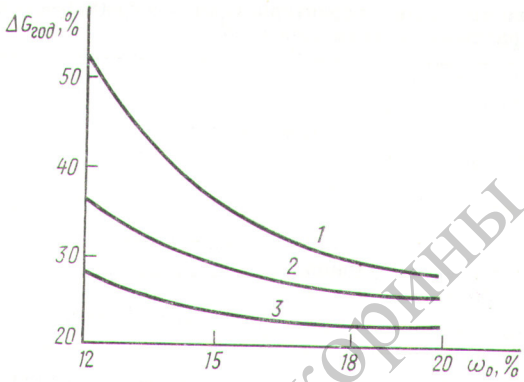
Повышение глубины выгорания выгодно главным образом с точки зрения уменьшения расходов на передел горючего; но одновременно с этим происходит и уменьшение количества горючего во внешней части цикла, как это видно из формулы (2). Этот эффект проявляется тем сильнее, чем ниже исходное значение глубины выгорания и чем длиннее время внешнего цикла. При заданной глубине выгорания сокращение времени внешнего цикла приводит к уменьшению количества горючего во внешнем цикле, и этот эффект тем сильнее, чем меньше заданная глубина выгорания.

Время удвоения также зависит от удельного количества делящегося материала в топливном цикле:

$$T_2 \simeq \frac{G_{\text{ц}}}{(\text{КВ}-1)\,\varphi}\,. \qquad (3)$$

На рисунке показано влияние сокращения времени внешнего топливного цикла с 1 *г* до 0,5 *г* на годовой расход плутония для быстрого реактора (на окиси плутония) со средней глубиной выгорания 70 000 *мвт·сутки/т* при разных значениях заданного темпа роста энергетики. По оси ординат отложена годовая экономия расхода плутония, по оси абсцисс — заданный темп годового роста ядерной энергетики. Из рисунка следует, что сокращение времени внешнего цикла приводит к существенной экономии расхода плутония и что относительная роль КВ в экономии плутония падает с увеличением заданного темпа роста ядерной энергетики.

При выборе оптимального с точки зрения расхода плутония варианта реактора нужно, очевидно, считаться с тем, что на отдельных этапах развития ядерной энергетики требования, предъявляемые к таким реакторам, будут несколько различными. В начальный период развития, когда темп ввода мощностей АЭС предполагается максимальным, следует отдавать предпочтение реакторам с минимальным количеством делящегося материала в топливном цикле, так как величина КВ при высоком заданном темпе роста энергетики будет играть второстепенную роль. В дальнейшем, когда благодаря уменьшению заданного темпа затраты плутония на ввод реакторов и количество производимого избыточного плутония сблизятся, влияние КВ на годовой расход плутония сильно возрастет и может стать решающим



Влияние перехода с $T_t = 1$ год к $T_t = 0{,}5$ года на экономию годового расхода плутония при разных значениях:

1 — КВ-1,5; *2* — КВ-1,4; *3* — КВ-1,3.

(имеются в виду разумные пределы изменения как удельного количества топлива в цикле, так и величины КВ).

Это обстоятельство может быть проиллюстрировано примером сравнения реакторов с различными видами горючего: окисным, карбидным и металлическим.

Примем, что все реакторы имеют одинаковый объем (5000 *л*), состав (40% горючего, 40% натрия и 20% стали) и мощность [1000 *Мвт* (эл.)]. Для окиси и карбида максимальное допустимое выгорание принято равным 10%, для металлического горючего (сплав U — Pu — 10% Zr) — 2,5 и 5%. Плотность горючего принята для окиси 8 *г/см*^{3}, для карбида 10,5 *г/см*^{3}, для металла 11 *г/см*^{3} (70% от плотности сплава, равной 15,5 *г/см*^{3}). Расчеты сделаны для чистого Pu^{239} без примеси высших изотопов.

Результаты сравнений приведены в табл. 1. Как видно, при высоких заданных темпах развития нет необходимости в использовании металлического и карбидного горючего, даже если в металлическом горючем будет достигнуто выгорание 5%. Выигрыш от использования металлического горючего может быть достигнут только при достаточно низких заданных темпах развития при условии достижения выгорания ~5%. При этом полная экономическая выгодность использования металлического горючего на этой стадии еще не очевидна, поскольку себестоимость электроэнергии будет определяться не только затратами на горючее, но и расходами на изготовление и передел, а также капитальной составляющей. Очевидно, что первоочередной задачей является внедрение окисного топлива, затем карбидного.

РЕПОЗИТОРИЙ ГГУ имени Ф. Скорины

Сравнительные характеристики быстрых реакторов с разными видами горючего

Таблица 1

Показатель		Вид горючего			
		окись (выгорание 10%, КВ = 1,33)	карбид (выгорание 10%, КВ = 1,43)	металл (выгорание 2,5%, КВ = 1,63)	металл (выгорание 5%, КВ = 1,61)
Загрузка плутония в цикле, m	$T_п = 1$ год	3,3	3,5	5,8	4,1
	$T_п = 0,5$ года	2,7	3,0	4,0	3,2
Время удвоения, лет	$T_п = 1$ год	10	8,2	9,2	6,8
	$T_п = 0,5$ года	8,2	6,9	6,4	5,2
Расход плутония на развитие с заданными темпом и временем переработки, m	$T_{зад} = 2$ года, $T_п = 1$ год	2,6	2,6	4,6	2,9
	$T_{зад} = 3$ года, $T_п = 1$ год	2,3	2,2	3,9	2,3
	$T_{зад} = 5$ лет, $T_п = 1$ год	1,7	1,4	2,7	0,6
	$T_{зад} = 5$ лет, $T_п = 0,5$ года	1,1	0,8	0,9	0,2

Изменение указанных параметров реактора может быть также достигнуто выбором соответствующей его конструкции (выбор геометрии активной зоны и объемных долей горючего, теплоносителя и конструкционных материалов) и режима работы АЭС. Для более экономного расхода горючего желательно, чтобы быстрые реакторы работали с высоким коэффициентом нагрузки (φ), хотя в начальный период развития это не имеет существенного значения, так как в этом случае роль КВ невелика, а количество горючего в цикле снижается с уменьшением φ. Таким образом, при высоких темпах роста расход горючего почти не изменится (табл. 2).

Относительное изменение расхода Pu при изменении φ, %

Таблица 2

Значения ω	φ = 1,0	φ = 0,8	φ = 0,6	φ = 0,4
0,12	−10,5	0	+25,0	+34,0
0,20	~ 0	0	~ 0	~ 0

Расход горючего в смешанной системе реакторов

Реальным следует считать начало развития ядерной энергетики с тепловыми реакторами, как наиболее освоенными в настоящее время. Реакторы-размножители на быстрых нейтронах начнут развиваться несколько позже, когда накопится достаточное количество плутония. В качестве реакторов-конвертеров могут использоваться тепловые реакторы различных типов, а также урановые реакторы на быстрых нейтронах. Последние производят намного больше плутония, чем распространенные легководные реакторы, и могут быть переведены в бридерный режим при наличии свободного плутония. Недостатком их является большая, чем в тепловых реакторах, удельная загрузка урана.

Ниже приводятся результаты расчета потребности в природном уране на развитие ядерной энергетики до мощности 600 млн. *квт* за 30 лет [1]. При этом исследуется зависимость расхода урана от типа урановых реакторов, начального момента ввода быстрых реакторов, замены окисного горючего в быстрых реакто-

РЕПОЗИТОРИЙ ГГУ имени Ф. Скорины

рах-бридерах на карбидное, сокращения времени внешнего топливного цикла быстрых реакторов и режима работы АЭС.

Во всех вариантах развитие ядерной энергетики начинается с легководных тепловых реакторов (ЛВР) и в первом варианте продолжается до конца рассматриваемого периода. Во всех остальных вариантах, кроме десятого, через 10 лет после начала развития начинается ввод быстрых плутониевых реакторов на окисном горючем (БОБ) с использованием уже наработанного в тепловых реакторах плутония. В десятом варианте это происходит не через 10, а через 15 лет.

В дополнение к быстрым плутониевым реакторам по мере надобности строятся либо легководные тепловые реакторы (ЛВР), либо тяжеловодные (ТВР), либо быстрые урановые реакторы на окисном горючем (БОП). В последнем случае строительство тепловых реакторов прекращается через 10 лет после начала развития (в десятом варианте через 15 лет). В вариантах 11 и 12 через 15 лет после начала развития плутониевые реакторы-бридеры на окисном горючем заменяются реакторами-размножителями на карбидном горючем (БКБ).

Ниже приведены некоторые характеристики всех реакторов, использованные в расчете (табл. 3,4). Характеристики соответствуют примерно средним величинам имеющихся в литературе данных [2—4]; для урановых реакторов характеристики даны в эквивалентных количествах природного урана исходя из концентрации U^{235} в отвале 0,25%.

Время внешнего топливного цикла для тепловых реакторов принято равным одному году, для быстрых реакторов в двух вариантах (9-й и 12-й) это время уменьшается до 0,5 года через 15 лет после начала развития. Коэффициент нагрузки, если не оговорено особо (варианты 3 и 4), равен 0,8.

Заданное время удвоения мощности T_0 для 1; 2 и 3-й декад принято 2,5; 4,0 и 8 лет соответственно.

Результаты расчетов сведены в табл. 5. Здесь кроме суммарного расхода природного урана за 30 лет приводится также расход урана, необходимый после этого периода для

Характеристики урановых реакторов Таблица 3

Характеристика	ЛВР	ТВР	БОП
Удельная загрузка урана, *т прир. урана/млн. квт* (э.)	400	130	650
Годовой расход урана на перегрузку (при работе на 100% мощности), *т прир. урана/млн. квт* (э.)·*год*	180	110	185
Годовая выработка делящегося плутония (при работе на 100% мощности), *кг* Pu/*млн. квт* (э.)·*год*	220	400	800

Характеристики плутониевых реакторов Таблица 4

Характеристика	БОБ	БКБ
Удельная загрузка делящегося плутония, *т* Pu/*млн. квт* (э.)	2,2	2,0
КВ	1,40	1,55

Расход природного урана за 30 лет при развитии ядерной энергетики до мощности 600 млн. *квт* Таблица 5

Вариант	Суммарный расход за 30 лет, тыс. *т* урана	Доработка тепловых реакторов, тыс. *т* урана
1 ЛВР	885	1720
2 ЛВР + БОБ	730	1100
3 ЛВР + БОБ ($\varphi = 0{,}7$ для всех реакторов после первых 10 лет развития)	685	1000
4 ЛВР + БОБ ($\varphi = 0{,}7$ только для ЛВР после первых 10 лет развития)	670	870
5 ЛВР + ТВР + БОБ	400	375
6 ЛВР + БОП + БОБ	500	33
7 » » » (КВ = +0,1)	450	33
8 » » » (КВ = −0,1)	555	33
9 » » » (Время внешнего цикла быстрых реакторов $T_п = 0{,}5$ года за последние 15 лет)	385	33
10 ЛВР + БОП + БОБ (Задержка ввода быстрых реакторов на 5 лет)	640	200
11 ЛВР + БОП + БОБ + БКБ (БКБ вводятся вместо БОБ после 15 лет)	360	33
12 ЛВР + БОП + БОБ + БКБ (Одновременно с началом ввода БКБ $T_п = 0{,}5$ года)	300	33

РЕПОЗИТОРИЙ ГГУ имени Ф. Скорины

того, чтобы все тепловые реакторы доработали свой срок службы (30 лет).

Использование быстрых реакторов позволяет снизить расход природного урана почти втрое по сравнению с одними реакторами ЛВР. Задержка с вводом быстрых реакторов вызывает возрастание расхода урана более чем на 20% (варианты 6 и 10). Существенную роль играет использование во второй и третьей декадах быстрых урановых реакторов БОП вместо ЛВР. Благодаря большему количеству вырабатываемого в этом случае плутония плутониевые реакторы более предпочтительнее, чем реакторы ЛВР, и в определенный момент времени они не только переходят на самоподпитку, но и дают возможность заменять урановые быстрые реакторы на плутониевые за счет того, что появляется избыток плутония, так как темп развития постепенно снижается.

Существенная экономия природного урана может быть получена при использовании тяжеловодных тепловых реакторов ТВР во 2-й и 3-й декадах вместо реакторов ЛВР; в варианте 5 расход снижается на 45% по сравнению с вариантом 2.

Снижение φ в небольших пределах в вариантах с тепловыми реакторами не только не вызывает повышения расхода урана, но, наоборот, расход урана снижается за счет снижения расхода по реакторам ЛВР. Из сравнения вариантов 3 и 4 следует, что если φ снижается до 0,7 одновременно в тепловых и быстрых реакторах, то увеличение расхода за счет ухудшения воспроизводящих свойств быстрых реакторов в данном случае невелико и составляет всего 2% по сравнению с тем случаем, когда снижение φ производится только в тепловых реакторах. Изменение величины КВ на ±0,1 вызывает сравнительно небольшие изменения суммарного расхода урана (в пределах ±10%).

Суммарное потребление урана за 30 лет при развитии ядерной энергетики с использованием быстрых реакторов значительно ниже, чем с использованием одних тепловых реакторов. В дальнейшем при улучшении характеристик быстрых реакторов и сокращении времени внешнего топливного цикла это преимущество быстрых реакторов проявится еще сильнее.

ЛИТЕРАТУРА

1. А. И. Лейпунский. «Атомная энергия», 28, 297 (1970).
2. С. М. Фейнберг. «Атомная энергия», 25, 363 (1968).
3. Illustrative Power Reactor Programmes. ENEA, May 1968.
4. F. Dawson et al. Nucleonics, 23, No. 8, 101 (1965).

К вопросу о выборе параметров большого быстрого реактора

О. Д. КАЗАЧКОВСКИЙ, Н. В. КРАСНОЯРОВ, Р. В. НИКОЛЬСКИЙ, Е. А. ГРАЧЕВ, Т. М. ЗИГАНШИН, Е. В. КИРИЛЛОВ, Г. Е. СЕКЛЕЦОВА (СССР)

УДК 621.039.536

Критерием оптимальности выбора основных параметров АЭС с быстрыми реакторами должна быть минимальная стоимость электроэнергии, при которой обеспечивается необходимое время удвоения. С этих позиций такие характеристики АЭС, как средняя теплонапряженность, уплощение активной зоны, коэффициент воспроизводства, термический к. п. д. и др., рассматриваются в качестве параметров, нуждающихся в оптимизации [1,2].

Полная мощность АЭС, средний подогрев и максимальная температура теплоносителя определяют как теплотехнические, так и физические характеристики установки. Для их выбора необходима комплексная оптимизация станции.

Опыт проектирования и строительства АЭС с реакторами БН-350 и БН-600 дает основания полагать, что единичная мощность станции 1000÷1500 *Мвт* (э.) представляется сейчас вполне разумной [1]. Установки такой мощности позволяют снизить удельные капитальные затраты и топливную составляющую стоимости энергии по сравнению с БН-350 и БН-600.

Как отмечалось в работе [2], при создании быстрых энергетических реакторов экономически нецелесообразно ориентироваться на самые высокие параметры термодинамического цикла. С учетом этого окончательный выбор параметров цикла необходимо производить в результате принятия компромиссного решения. С одной стороны, при снижении температур появляется экономический выигрыш вследствие увеличения надежности и роста коэффициента воспроизводства; с другой стороны, снижается к. п. д. из-за ухудшения параметров пара.

Энергонапряженность и уплощение активной зоны, толщина экранов, способы выравнивания

РЕПОЗИТОРИЙ ГГУ имени Ф. Скорины