

но отличная от нуля. В этом случае влияние запаздывающих нейтронов учитывается и частота теоретически ничем не ограничена. При низких частотах порядка

$$\omega^2 \ll \left(\frac{1 - \bar{k}}{1 + \sum_k \frac{\alpha_k}{\lambda_k}} \right)^2 \quad (48)$$

спектральная плотность достигает максимального значения и становится постоянной. Поскольку вторая трактовка вполне реальна, то следует учесть, что при измерении спектральной плотности при высоких частотах, когда для спектральной плотности справедливо выражение

$$\langle |n|^2 \rangle = \frac{2\Gamma \bar{n}}{\omega^2 + \alpha_0^2}, \quad (49)$$

О повторном использовании плутония в тяжеловодных энергетических реакторах

П. И. ХРИСТЕНКО

УДК 621.039.543.6

Рассмотрена работа тяжеловодного реактора на U^{238} с равновесной концентрацией ядер U^{239} , Pu^{240} , Pu^{241} и малыми добавками U^{235} при подпитке реактора природным и обедненным ураном. Часть выгруженного из реактора облученного горючего очищается от осколков и возвращается в реактор. Другая (меньшая) часть после извлечения плутония выводится из цикла и заменяется в реакторе природным ураном.

В тепловых энергетических реакторах, работающих без регенерации горючего, полезно используется лишь малая доля расходуемого природного урана. Если бы удалось повысить использование природного урана в таких реакторах в 5—10 раз и, следовательно, во столько же раз уменьшить расход горючего на выработку электроэнергии, можно было бы значительно расширить топливную базу ядерной энергетики на тепловых нейтронах и за счет этого увеличить мощности АЭС.

Приближенные оценки показывают, что при работе тяжеловодных реакторов большой мощности на U^{238} с равновесной концентрацией плутония и добавками U^{235} можно применять в них природный и обедненный уран, доводя выгорание горючего до более 30 кг осколков на 1 т используемого в топливном цикле природного урана. Этот вывод отчасти относится

определяется величина

$$\alpha_0 = \frac{1 - \bar{k} + k\beta}{\tau}, \quad (50)$$

а не $\frac{\beta}{\tau}$, как это утверждается, например, в работе [7].

Поступила в Редакцию 24/V 1965 г.

ЛИТЕРАТУРА

1. М. Бартлетт. Введение в теорию случайных процессов. М., Изд-во иностр. лит., 1958.
2. Б. Козик. Препринт ОИЯИ Р-1996. Дубна, 1965.
3. E. Courant, P. Wallace. Phys. Rev., 72, 1033 (1947).
4. L. Pál. Acta Phys. Hung., 14, 369 (1962).
5. M. Moore. Nucl. Sci. and Engng, 3, 387 (1958).
C. Cohn. Nucl. Sci. and Engng, 7, 472 (1960).
6. G. Hansen. Nucl. Sci. and Engng, 8, 709 (1960).
7. C. Cohn. Nucl. Sci. and Engng, 5, 33 (1959).

и к другим типам тепловых реакторов на природном и обогащенном уране.

Концентрации изотопов плутония в горючем тепловых энергетических реакторов на природном или обогащенном уране без повторного использования горючего далеки от равновесных, и в этом случае выработка электроэнергии в основном происходит за счет сжигания U^{235} .

Рассмотрим работу теплового реактора с непрерывной перегрузкой горючего в стационарном режиме при установившейся равновесной (или близкой к ней) концентрации Pu^{239} , Pu^{240} и Pu^{241} и поддерживаемых постоянными концентрациях U^{235} и осколков деления в U^{238} . Для того чтобы осуществлялся такой режим, необходимо при достижении в части горючего недопустимой концентрации осколков выгружать эту часть горючего из реактора и заменять ее свежим горючим. Большую часть выгруженного горючего нужно очищать от осколков и вместе с плутонием возвращать в реактор для повторного использования, а меньшую после извлечения из нее плутония (U^{238} с минимальным содержанием U^{235}) выводить из цикла как отработавшее горючее и заменять природным или обедненным ураном с таким расче-

том, чтобы в реакторе поддерживалась заданная средняя расчетная концентрация U^{235} . Извлеченный из меньшей части горючего плутоний либо возвращается в реактор, либо выводится из цикла в зависимости от того, работает ли реактор только в энергетическом режиме или вырабатывает еще и плутоний для быстрых энергетических реакторов. Таким образом, химическая переработка практически сводится к очистке отработавшего горючего от осколков.

Может показаться, что переработка горючего, связанная с поддержанием в реакторе постоянного количества осколков деления и постоянной концентрации U^{235} и плутония в U^{238} , потребует значительного увеличения мощности заводов по переработке облученного горючего и производству твэлов. Однако это не так, потому что при одинаковых времени нахождения урана в реакторе и его выгорании количество горючего, выгружаемого из реактора и направляемого на химическую переработку, будет одним и тем же как при работе на природном уране, так и при работе с равновесной концентрацией плутония.

Равновесные концентрации Pu^{239} , Pu^{240} , Pu^{241} , Pu^{242} и U^{238} при поддержании постоянной концентрации U^{235} можно найти из уравнений, описывающих изменение числа атомов урана и плутония в нестационарном режиме работы реактора [1, 2], если считать числа атомов U^{238} и плутония постоянными ($Q_{np} = const$), не учитывать изотоп U^{239} (время жизни которого мало) и принять $Q_5^{cp} = const$, но $\frac{dQ_5}{dz} \neq 0$ и

$$\frac{dQ_9}{dz} = 0; \quad \frac{dQ_0}{dz} = 0; \quad \frac{dQ_1}{dz} = 0; \quad \frac{dQ_2}{dz} = 0; \quad \frac{dQ_6}{dz} = 0, \quad (1)$$

где Q_i — концентрации U^{235} , Pu^{239} , Pu^{240} , Pu^{241} , Pu^{242} и U^{238} . За единицу принято Q_5^0 — концентрация U^{235} в природном уране; z_0 — эффективное время ($dz = nv \bar{\sigma}_5 dt$) при работе на природном уране, связанное с временем z (при работе на U^{238} с равновесными концентрациями плутония и постоянным содержанием U^{235}) отношением

$$z = z_0 \frac{\sigma_5^f Q_5^0 E_5}{\sigma_5^f Q_5 E_5 + \sigma_9^f Q_9 E_9 + \sigma_1^f Q_1 E_1}, \quad (2)$$

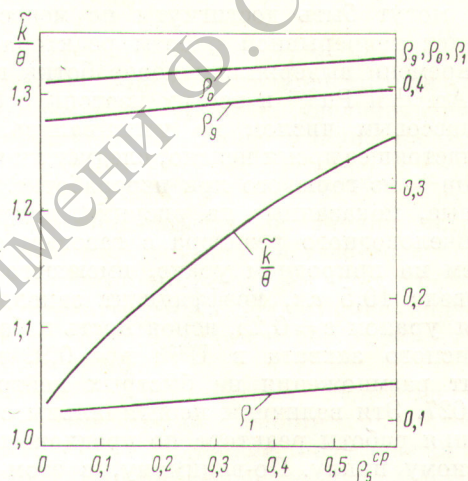
где E_i — энергии, выделяющиеся при делении U^{235} , Pu^{239} и Pu^{241} .

Число нейтронов деления, рождающихся на один поглощенный нейтрон в горючем, может быть определено выражением

$$\eta = \frac{\nu_5 Q_5 + \nu_9 Q_9 + \nu_1 Q_1 \bar{\sigma}_1}{c_8 + \bar{\sigma}_0 Q_0 + Q_5 + \bar{\sigma}_9 Q_9 + \bar{\sigma}_1 Q_1 + \bar{\sigma}_2 Q_2 + \bar{\sigma}_6 Q_6}, \quad (3)$$

где ν_i — число вторичных нейтронов на один поглощенный в U^{235} , Pu^{239} и Pu^{241} нейтрон ($\nu_5 = 2,06$; $\nu_9 = 2,00$; $\nu_1 = 2,26$) *.

На рисунке представлена зависимость $\frac{\tilde{k}}{\theta} = \eta \Phi_{\mu}(z) \Phi_0 \Phi_{шл}$ от Q_5^{cp} — среднего содержания U^{235} в горючем при работе тяжеловодного реактора с непрерывной перегрузкой



Зависимость $\frac{\tilde{k}}{\theta}$ от Q_5^{cp} .

в стационарном режиме с равновесной концентрацией изотопов плутония при постоянном заданном среднем содержании U^{235} и шлаков в реакторе; приведены также графики значений равновесных концентраций Q_9 , Q_0 и Q_1 . Кривая $\frac{\tilde{k}}{\theta}$ определена для значения $\Phi_{шл} = 1$; при оценках выгорания резонансное поглощение в шлаках учитывается путем соответствующего увеличения их теплового поглощения, т. е. уменьшения θ .

При оценке значений Q_i были приняты следующие константы: $\sigma_8 = 2,75$; $c_8 = 0,573$; $\sigma_5 = 667$; $\sigma_5^f = 555$; $\sigma_9 = 1235$; $\sigma_9^f = 846$; $\sigma_9^r = 389$; $\sigma_0 = 330$; $\sigma_1 = 1480$; $\sigma_1^f = 1100$;

* Значения ν_5 , ν_9 и ν_1 соответствуют температуре нейтронов $425^\circ K$ (Бюллетень Информационного центра по ядерным данным. Вып. 1. М., Атомиздат, 1964, стр. 285).

$$\sigma_2 = 30; \quad \bar{\sigma}_6 = 5,5; \quad \bar{\sigma}_5 = 1; \quad \sigma_9 = 1,85; \quad \bar{\sigma}_9^f = 1,27; \quad \bar{\sigma}_0 = 0,495; \quad \bar{\sigma}_1 = 2,22; \quad \bar{\sigma}_2 = 0,045; \quad \bar{\sigma}_6 = 0,008.$$

Были использованы также следующие значения резонансных интегралов (в барнах): $I_9 = 2600$; $I_9^f = 1620$; $I_9^r = 980$; $I_5 = 556$; $I_5^f = 400$; $I_6 \approx 400$ ($E_{сш} = 0,22$ эв). Принималось, что замедляющая способность тяжелой воды $\frac{l_s}{\xi} = 5,54$.

При расчетах содержание Pu^{242} и U^{236} в горючем учитывалось частично, так как вследствие малого содержания U^{235} и Pu^{241} в горючем равновесные концентрации Pu^{242} и U^{236} могут быть достигнуты не менее чем за 40 лет непрерывной работы реактора (без учета времени выдержки и переработки горючего). Am^{241} и Pu^{242} и все их изотопы с большим массовым числом не учитывались, так как в настоящее время неясно, следует ли выделять Am^{241} из горючего при переработке.

Кривые, показанные на рисунке, получены для тяжеловодного реактора с газовым охлаждением на природном уране, имеющего диаметр твэла 10,5 см, коэффициент заполнения сечения ураном $\epsilon = 0,25$, вероятность избежать резонансного захвата в U^{238} $\phi = 0,9$, коэффициент размножения на быстрых нейтронах $\mu = 1,027$. Эти величины неоптимальны с точки зрения работы реактора по предложенному топливному циклу. По-видимому, в этом случае целесообразно повысить размножение на быстрых нейтронах путем увеличения содержания урана в каналах и снижения приходящейся на него удельной мощности.

Учет поглощения и деления нейтронов при замедлении $[\mu(z)]$ производится по формулам, приведенным в работе [2]; учет резонансного поглощения в Pu^{240} — по формуле $\Phi_0 = \frac{1}{e^{\psi_0}}$, в шлаках — с помощью коэффициента $\Phi_{шл}$.

Относительный расход за кампанию x природного или обедненного урана, применяемого для повышения концентрации U^{235} в повторно используемом горючем, можно определить из условия

$$xq_5^{исх} + (1-x)q_5^K = q_5^H, \quad (4)$$

где $q_5^{исх}$ — концентрация U^{235} в исходном горючем (природном или обедненном уране); q_5^H — начальная концентрация U^{235} в твэлах, загружаемых в реакторах; q_5^K — конечная концент-

рация. Тогда

$$x = \frac{q_5^H - q_5^K}{q_5^{исх} - q_5^K}, \quad \text{или} \quad x = \frac{q_5^H - q_5^K}{1 - q_5^K}, \quad (5)$$

если $q_5^{исх} = 1$ (природный уран).

В быстром реакторе, вырабатывающем электроэнергию и плутоний, одни каналы, доля которых равна $\frac{x}{1+x}$, загружаются природным ураном и извлеченный из них плутоний не участвует в дальнейшем цикле; другая часть каналов, равная $\frac{1}{1+x}$, работает в энергетическом режиме на U^{238} с равновесной концентрацией плутония. Добавки U^{235} в эти каналы производятся за счет использования отработавшего горючего из каналов с природным ураном. Таким образом, такой реактор будет поставлять в $\frac{1+x}{x}$ раз меньше плутония, чем реактор равной мощности на природном уране. Однако поставка плутония на 1 т урана, используемого в цикле, будет у них одинаковой.

Эффективное время z и начальная концентрация U^{235} в твэлах перед загрузкой их в реактор могут быть приблизительно определены: первая величина из выражения (1), а вторая из равенства

$$q_5^H = q_5^{cp} \frac{1}{1 - \frac{1}{l^2}}. \quad (6)$$

Средняя q_5^{cp} и конечная q_5^K концентрации U^{235} в твэлах определяются соответственно из графика, приведенного на рисунке, и из равенства

$$q_5^K = q_5^H \frac{1}{l^2}. \quad (7)$$

Величины z , q_5^H и q_5^K для расчета удельного расхода горючего должны быть приняты с учетом неравномерности нейтронного потока по высоте реактора и возможностей вывода из топливного цикла наиболее выгоревших частей горючего, находившихся в центральной части реактора, а также с учетом различного обогащения горючего как по высоте реактора, так и по диаметру твэла.

Равновесные концентрации Pu^{239} , Pu^{240} , Pu^{241} в зависимости от содержания U^{235} в горючем для рассматриваемого реактора находятся в пределах $q_9 = 0,36 - 0,39$; $q_0 = 0,39 - 0,41$; $q_1 = 0,11 - 0,14$.

Выход на режим, близкий к равновесному, может быть осуществлен достаточно быстро.

После возврата в реактор плутония от двух загрузок природным ураном (при $z_0 = 0,5$) может быть достигнута величина Q_9 , равная $0,23 \cdot 2 = 0,46$, что более чем необходимо для равновесной концентрации Pu^{239} . Значения $Q_9 = 0,045 \cdot 2 = 0,09$ и $Q_1 = 0,007 \cdot 2 = 0,014$ после двух кампаний еще далеки от равновесных; равновесные значения могут быть достигнуты в процессе последующей работы. Однако работа реактора с равновесной концентрацией только Pu^{239} и нарастающими концентрациями Pu^{240} и Pu^{241} уже обеспечит выгорания, близкие к установившемуся режиму.

Приближенные оценки, проведенные для большого тяжеловодного реактора с утечками нейтронов 2—3% и хорошо выравненным по высоте нейтронным потоком или выгоранием горючего, имеющего запальные стержни для быстрого пуска во время вынужденных остановок, показывают, что при получении в горючем за кампанию 5—8 кг/т осколков и работе по рассматриваемому топливному циклу можно достичь выгораний, соответствующих накоплению осколков более 30 кг/т используемого в цикле природного урана. Можно также сжигать в реакторе обедненный уран с содержанием U^{235} 2—3 кг/т и доводить содержание U^{235} в отработавшем горючем до 0,5—1 кг/т.

Оценки выгорания могут быть получены из более общих соображений. Если m — содержание U^{235} в природном уране, x_p — коэффициент воспроизводства, Q_5^k — концентрация U^{235} в отработавшем горючем, то количество исчезнувших в реакторе делящихся изотопов при повторном использовании горючего можно получить как сумму ряда

$$\left. \begin{aligned} b' &= (m + mx_p + mx_p^2 + \dots) (1 - Q_5^k); \\ b' &= m \left(\frac{1}{1 - x_p} \right) (1 - Q_5^k). \end{aligned} \right\} \quad (8)$$

Количество выгоревшего урана определяется из равенства

$$b = m (1 - Q_5^k) \left[\bar{\sigma}_5^f + \frac{x_p}{1 - x_p} \left(\frac{Q_9 \bar{\sigma}_9^f + Q_1 \bar{\sigma}_1^f}{Q_9 \bar{\sigma}_9 + Q_1 \bar{\sigma}_1} \right) \right]. \quad (9)$$

Плутониевый коэффициент можно найти из уравнений (1):

$$\left. \begin{aligned} x_p &= \frac{c_8 + \bar{\sigma}_0 Q_0 + (1 - \varphi + \psi_0 \varphi) f(z) \mu}{\bar{\sigma}_9 Q_9 + \bar{\sigma}_1 Q_1 + \psi_9 f(z) \varphi \mu + Q_5^{cp} + \psi_5 f(z) \varphi \mu}; \\ j(z) &= v_5 Q_5 + v_9 Q_9 \bar{\sigma}_9 + v_1 Q_1 \bar{\sigma}_1. \end{aligned} \right\} \quad (10)$$

Оценки выгорания, получаемые таким образом, совпадают с рассмотренными выше.

Следует также отметить, что полученные выше оценки выгорания урана не являются предельными. В самом деле, из предварительной оценки даже для неоптимизированного реактора следует, что при $Q_5^{cp} = 0,05$, т. е. практически при сжигании значительной части (более 100 кг/т) всего природного урана, можно получить $\frac{\bar{k}}{\theta} = 1,07$ (см. рисунок).

Если в этом случае принять утечки нейтронов из реактора равными 2%, то необходимый коэффициент теплового использования $\theta = \frac{1,02}{1,07} = 0,95$.

Учитывая, что в будущем возможно снизить потери нейтронов в замедлителе и конструкционных материалах, увеличить размеры реактора, повысить долю делений на быстрых нейтронах, оптимизировать значение $\frac{\bar{k}}{\theta}$ и при повторном длительном облучении плутония в реакторе рассчитывать на участие в процессе изотопов плутония с массовым числом более 241, можно считать, что использование значительной части урана в тепловых реакторах является перспективным.

Полученные результаты не являются неожиданными, так как при работе с равновесными концентрациями плутония практически почти все горючее воспроизводится в реакторе.

Поступила в Редакцию 25/VIII 1964 г.
В окончательной редакции 27/IV 1965 г.

ЛИТЕРАТУРА

1. А. Д. Г а л а н и н. Теория ядерных реакторов на тепловых нейтронах. М., Атомиздат, 1957.
2. Б. Л. И о ф ф е, Л. Б. О к у н ь. «Атомная энергия», № 4, 80 (1956).