

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Perkins J., King R. «Nucl. Sci. Engng», 1958, v. 3, p. 726.
2. Ramakrishna M., Ganguly A. In: Proc. III Intern. Conf. Geneva, 1964, N 28/P/792 (India).
3. Гусев Н. Г. и др. Радиационные характеристики продуктов деления. Справочник. М., Атомиздат, 1974.

4. Майенштейн Ф. В кн.: Труды II Женевск. конф. Докл. иностр. ученых. Т. 2. М., Атомиздат, 1959, с. 297.
5. Bunnej L., Sam D. «Nucl. Sci. Engng», 1970, v. 39, p. 81.
6. Fisher P., Engle L. «Phys. Rev.», 1964, v. 134, p. B796.

Поступило в Редакцию 17.07.78
В окончательной редакции 25.01.79

УДК 621.039.542.4

О возможности уменьшения времени удвоения для тепловых жидкосолевых реакторов-размножителей

Блинкин В. Л.

В жидкосолевых уран-ториевых тепловых реакторах (ЖСР) может быть достигнут режим расширенного воспроизводства при непрерывном выведении из циркулирующей через активную зону топливной соли продуктов деления и протактиния [1]. При таком режиме работы в реакторе MSBR-1000 достигается $KB = 1,064$, удельная загрузка делящимися материалами $G_{уд} = 1,5$ кг/МВт (эл.) и $T_2 \approx 20$ лет [2]. Увеличение энергонапряженности и размеров реактора позволит несколько увеличить коэффициент воспроизводства (до 1,08 — 1,085) и снизить $G_{уд}$ до 0,8 — 0,9 кг/МВт (эл.), что позволит обеспечить $T_2 \leq 10 \div 12$ лет [2—3]. Однако такое увеличение эффективности ЖСР связано с увеличением температуры топливной соли и лимитируется жаростойкостью конструкционных материалов. Можно улучшить баланс нейтронов в реакторе путем организации непрерывного выведения из топливной соли продуктов превращения ^{233}U . В балансе нейтронов MSBR $\sim 4\%$ всех нейтронов поглощается ядрами ^{234}U , а вся цепочка превращений нуклидов под действием нейтронов от ^{234}U до ^{242}Pu имеет в спектре MSBR эффективное число вторичных нейтронов $\eta = 0,877$ [4]. Если из топливной композиции MSBR исключить ^{234}U и все последующие нуклиды, то его коэффициент воспроизводства увеличится до 1,086; $G_{уд}$ снизится до 1,26 кг/МВт (эл.), а T_2 уменьшится до 13,4 года.

Непрерывное выведение ^{234}U из топливной соли ЖСР может быть осуществлено в специальной установке, разделяющей ^{233}U и ^{234}U . В эту установку будет поступать смесь изотопов урана в виде UF_6 , выведенных из топливной соли методом фторирования. Такое выведение предусмотрено и в проекте системы переработки топлива MSBR перед поступлением топливной соли в систему экстракторов. Уран, выведенный из топливной соли в виде UF_6 , возвращается в контур, предварительно восстанавливаясь в гидрофтораторе до UF_4 .

Конечно, система разделения изотопов приведет к увеличению стоимости ЖСР. Однако улучшение баланса нейтронов и, как следствие этого, увеличение производства избыточного ^{233}U может компенсировать стоимость работы разделения. Полные затраты топливного цикла определяются выражением

$$C_T(x) = C_{T0} - \Delta C_T \cdot 1 + F(x), \quad (1)$$

где C_{T0} — затраты топливного цикла MSBR, складывающиеся из стоимостей компонентов топливной композиции, непрерывной переработки топлива и периодической замены графитового замедлителя; ΔC_T — стоимость избыточного количества ^{233}U , нарабатываемого в MSBR (без выведения ^{234}U);

$$F(x) \equiv \frac{\Delta C(x)}{C_U \Delta G_0} = \frac{\Delta G(x)}{\Delta G_0} - 1 - \varepsilon \frac{D_p}{\Delta G_0}, \quad (2)$$

где $\Delta G(x)$ — количество избыточного ^{233}U , нарабатываемого в ЖСР в единицу времени при равновесной концентрации x ^{234}U в смеси ^{233}U и ^{234}U в составе топливной соли; $\Delta G_0 \equiv \Delta G(x_0)$, $x_0 = 0,258$ — равновесная концентрация

^{234}U в MSBR при отсутствии в топливном цикле разделения изотопов; $\varepsilon = C_{e.p.p}/C_U$, $C_{e.p.p}$ — стоимость единицы работы разделения; C_U — стоимость единицы массы ^{233}U ; $\Delta C(x)$ — изменение стоимости избыточно производимого ^{233}U при выведении ^{234}U ; $D_p = D_p(x, x_p, x_w)$ — раздельная мощность каскада, зависящая от потоков в раздельном каскаде и концентраций x , x_p , x_w ^{234}U в потоках питания, выведения и возвращения в контур топливной соли соответственно [5].

Величина $\Delta G(x) = \Delta G(x, x_p)$ зависит как от равновесной концентрации x ^{234}U , так и от потерь ^{233}U , выводимого из системы в составе обогащенного по ^{234}U потока с концентрацией $1 - x_p$ по ^{233}U . Функция F зависит от трех независимых переменных, в качестве которых удобно выбрать x , x_p и x_w . Эти переменные однозначно определяют значения суммарных потоков в раздельном каскаде и долю γ потоков изотопов урана, отбираемую в байпасный контур системы разделения изотопов. Кроме того, функция $F(x, x_p, x_w)$ зависит (как от параметра) от ε . Из выражений (1) и (2) следует, что минимальные затраты топливного цикла достигаются при максимальном значении $F(x, x_p, x_w)$, определяемом условиями:

$$\partial F / \partial x_w = 0; \quad \partial F / \partial x_p = 0; \quad \partial F / \partial x = 0. \quad (3)$$

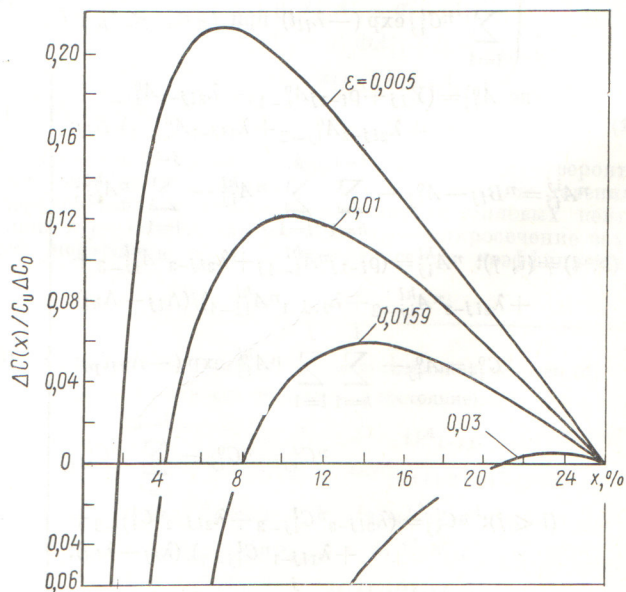
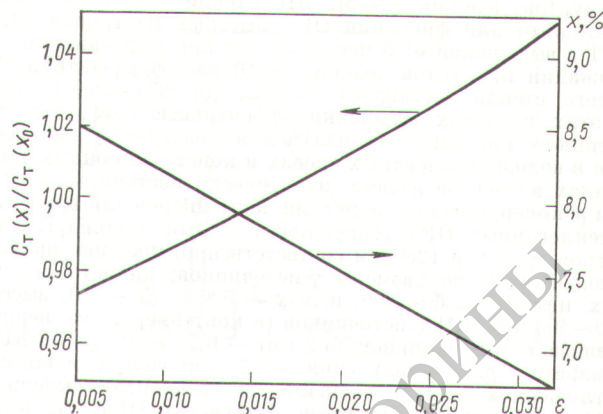


Рис. 1. Зависимость относительного изменения стоимости избыточного ^{233}U от равновесной концентрации ^{234}U в топливной соли ЖСР

Первое из условий (3) дает $x_w = x$. Однако из условий баланса потоков в разделительном каскаде очевидно, что реализовать такой режим с ненулевой производительностью каскада нельзя. Поэтому ограничимся требованием, чтобы $(x - x_w)/x \ll 1$. Второе условие определяет зависимость $x_p = x_p(x)$, обеспечивающую локальный максимум F по x_p . Зависимость функции $F(x)$, оптимизированной по x_w и x_p , для параметров MSBR [2, 4] приведена на рис. 1 для четырех значений ε . Значение $\varepsilon = 1,59 \cdot 10^{-2}$ соответствует предполагаемым значениям C_U и $C_{e.p.p.}$ на 1980 г. ($C_U = 68 \cdot 10$ долл./кг, $C'_{e.p.p.} = 120$ долл./е. р. р. для разделения ^{235}U и ^{238}U , $C_{e.p.p.} = 9 C'_{e.p.p.} = 1080$ долл./е. р. р. для разделения ^{234}U и ^{233}U [3]). Для $\varepsilon = 1,59 \cdot 10^{-2}$ при $x \geq 0,08$ функция $F(x) \geq 0$. Следовательно, согласно (1) полные затраты топливного цикла не увеличиваются при выведении ^{234}U . При этом для $x = 0,08$ и $T_2 = 15$ лет реактор производит дополнительно 13,3 кг/год ^{233}U , разделительная мощность каскада 1050 е. р. р./год, а концентрация ^{234}U в обогащенном потоке, выводимом из системы, составляет 0,983.

При $x = 0,02$ $T_2 = 13,8$ года, но при этом $F(x) < 0$ и затраты топливного цикла увеличиваются на 10%. Однако, если $\varepsilon = 5 \cdot 10^{-3}$ (т. е. если $C_{e.p.p.}$ по мере совершенствования технологии разделения изотопов станет меньше), то $x = 0,02$ достигается при $F(x) = 0$ и затраты топливного цикла не увеличиваются. С другой стороны, значение $C_{e.p.p.}$ разделительной установки малой мощности (~1000 е. р. р./год) может быть в несколько раз больше, чем для полномасштабных разделительных заводов. На рис. 2 показано, как затраты топливного цикла зависят от ε при обеспечении $T_2 = 15$ лет путем выведения ^{234}U . При этом C_{T0} и ΔC_T , входящие в формулу (1), были приняты следующими [3]: $C_{T0} = 3,67$ долл./кВт·ч, $\Delta C_T = 0,47 \cdot 10^{-3}$ долл./кВт·ч. Из рис. 2 следует, что при $\varepsilon = 0,03$, соответствующем $C_{e.p.p.} = 2160$ долл./е. р. р., топливная составляющая увеличивается только на 5% по сравнению с ее значением для MSBR при отсутствии выведения ^{234}U и $T_2 = 20$ лет.

Важно отметить, что условие $(x - x_w)/x \ll 1$, обеспечивающее максимум F по x_w , выполняется при $\gamma = 1,5 \times 10^{-5}$ — доли потока урана, выводимого из топливной соли реактора MSBR в контуре переработки топлива. Поэтому выведение ^{234}U не потребует дополнительных расходов на фторирование урана до UF_6 и его последующее восстановление. Разделительная установка может быть размещена непосредственно в контуре возвращения урана в топливную соль, предусмотренном в проекте MSBR.



Р и с. 2. Влияние ε на топливную составляющую стоимости электроэнергии $C_T(x)$ и на равновесную концентрацию x ^{234}U в смеси изотопов урана в топливной соли ЖСР при выведении из ЖСР ^{234}U в режиме, обеспечивающем $T_2 = 15$ лет

Таким образом, непрерывное выведение ^{234}U из реактора типа MSBR позволит уменьшить T_2 от 20 до 14—15 лет без заметного увеличения стоимости топливного цикла и без увеличения его энергонапряженности, если отношение стоимости е. р. р. к стоимости единицы массы ^{233}U не будет превышать 0,03. Дальнейшее увеличение ε ведет к почти пропорциональному росту стоимости топливного цикла.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Ближнин В. Л., Новиков В. М. Жидкосольевые ядерные реакторы. М., Атомиздат, 1978.
2. Bettis E., Robertson R. «Nucl. Appl. Techn.», 1970, v. 8, N 2, p. 190.
3. Reichle L. In: Proc. of Intern. Conf. on Nuclear Power and its Fuel Cycle. Salzburg, 2—13 May 1977, IAEA-CE-36/424.
4. Effantin M. e.a. Reacture a Sels Found. Filier «Sels Found». Dossier Technique. «Coeur», v. 1, CEA/DEDR/DEMT R-76-16, 1976.
5. Бенедикт М., Шигфорт Т. Химическая технология ядерных материалов. М., Атомиздат, 1960.

Поступило в Редакцию 17.12.78

УДК 621.039.77

О возможности использования высокоактивных отходов регенерации топлива быстрых энергетических реакторов

ВЕТРОВ Е. М., ИХЛОВ Е. М.

Для химического производства разработаны процессы с использованием γ -излучения, что позволяет уменьшить число стадий переработки сырья и в итоге дает экономию сырья и энергии [1]. Реализация таких процессов в промышленности зависит от степени «готовности» γ -источников и величины затрат на γ -излучение. Понятие готовности источников излучения для промышленных целей включает соответствие основных параметров источников требованиям радиационно-химической технологии (например, по мощности и степени равномерности поглощенной дозы), безопасность эксплуатации источников для населения и внешней среды, наличие в промышленности нарастающего резерва для расширенного производства источников. Типовая производительность в цехах с радиационно-

химической технологией обеспечивается γ -мощностью от десятков до сотен кВт.

Получение γ -источников ^{60}Co для радиационной химии в количестве более 30—50 кВт/год связано с проблемой строительства специализированных предприятий. В то же время в системе ядерной энергетики предусмотрены предприятия для переработки высокоактивных отходов регенерации топлива (ОРТ) быстрых реакторов (РБН) значительно большей суммарной γ -мощности. Потенциальные возможности ОРТ как источников излучения для радиационно-химических производств рассмотрены применительно к физическим характеристикам боросиликатного стекла, состав которого признаем одним из наиболее перспективных для длительного хранения отвержденных