

УДК 621.039.7

ЯДЕРНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ТЕРМОЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ*Орлов В.В. (НИКИЭТ им. Н.А. Доллежалея, г. Москва), Пономарев Л.И. (АО «ВНИИНМ», г. Москва)*

В конце XIX столетия, наблюдая явление радиоактивности, ученые поняли, что внутри атомов заключена огромная энергия, которая в миллионы раз превышает химическую, известную до тех пор в явлениях горения. Это открытие возбудило энтузиазм ученых и фантазию писателей, и уже в 1903 г. Ф. Содди в своих лекциях рисовал слушателям перспективы использования внутриатомной энергии, а В.И. Вернадский еще в 1910 г. объяснял собранию академиков, что «теперь перед нами открываются в явлениях радиоактивности источники атомной энергии, в миллионы раз превышающие все те источники сил, которые рисовались человеческому воображению» [1]. В 1911 г. Э. Резерфорд открыл ядро атома и стало ясно, что эта энергия заключена в ядре. В 1932 г. Дж. Чадвик доказал существование нейтрона, на этой основе возникла протонно-нейтронная теория строения ядра и был открыт путь к освобождению ядерной энергии деления в 1938 г. К этому времени уже была известна кривая Ф. Астона энергии связи нуклонов в ядре, из которой следовало, что ядерная энергия освобождается не только при делении тяжелых ядер, но и при синтезе легких.

История термоядерных исследований началась со статьи Г. Гамова об α -распаде ядер в июле 1928 г. Он тут же начал вычислять вероятность обратного процесса — ядерной реакции при столкновении α -частиц и протонов с ядрами. Под влиянием его работы осенью того же года недавние студенты Ф. Хоутерманс и Р. Аткинсон попытались научно обосновать гипотезу А. Эддингтона об источнике энергии Солнца как результате слияния четырех ядер водорода в ядро гелия. Весной 1929 г. все они вместе провели каникулы в Альпах, где в дискуссиях окончательно утвердился термин «термоядерная реакция» и пришло понимание того, что для ее осуществления нужна температура ~ 100 млн градусов [2].

О технических приложениях термоядерных реакций стали думать тогда же: уже в 1932 г. Н. Бухарин предлагал Г. Гамову возглавить ра-

боты «по развитию контролируемых термоядерных реакций» [2]. В 1946 г. Дж. Томсон подготовил патент на магнитный термоядерный реактор мощностью 9 МВт [3]. После пуска ядерного реактора деления и создания атомной бомбы мысли об использовании энергии синтеза ядер как в мирных, так и в военных целях возникали повсеместно: идею термоядерной бомбы обсуждают уже во время войны (1942—1944 гг.), в 1953 г. она была уже взорвана. Однако мирное использование ядерной энергии синтеза не удалось осуществить до сих пор.

Ранняя история термоядерных исследований подробно изложена в работах [4—6]. В июле 1950 г. молодой сержант О.А. Лаврентьев прислал с Сахалина в Москву письмо с предложением осуществить термоядерную реакцию в сильном электрическом поле. А.Д. Сахаров дал на него благожелательный отзыв, в октябре 1950 г. вместе со своим руководителем И.Е. Таммом они предложили первый вариант термоядерного реактора с магнитным удержанием плазмы, 5 мая 1951 г. И.В. Сталин подписал указ о развертывании термоядерных исследований в СССР. По обычаю тех лет работы засекретили до 1956 г., когда И.В. Курчатов доложил о них в Харуэлле (Великобритания).

В том же 1951 г. в США была принята своя термоядерная программа («проект Шервуд») [6], которую рассекретили в 1955 г. Тогда же на первой женеваской конференции 1955 г. индийский физик Х. Баба предсказывал, что проблема термоядерной энергии будет решена через 20 лет [7]. С тех пор прошло более 60 лет, но цель «поймать Солнце в магнитную бутылку» и «отыскать энергетическую долину Эльдорадо» до сих пор не достигнута, сроки ее достижения опять отодвигаются на 30—50 лет.

Такая ситуация в науке уникальна: обычно от плодотворной идеи до ее реализации сроки значительно короче. Вспомним: явление электромагнитной индукции М. Фарадей открыл в 1831 г., уже в 1837 г. работал телеграфный аппарат Морзе, в 1839 г. Б. Якоби на шлюпке с электромотором катал по Неве адмирала Кру-

зенштерна. Г. Герц открыл электромагнитные волны в 1881 г., в 1901 г. появились первые радиоприемники. В. Рентген открыл свои лучи в 1895 г., использовать их начали уже в следующем году.

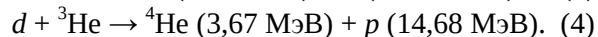
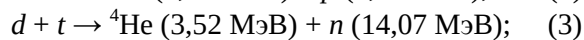
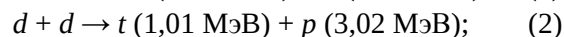
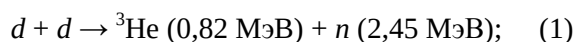
В современной цивилизации эти сроки тоже невелики. Почти одновременно с идеей термоядерного реактора появился транзистор (Нобелевская премия 1956 г.), а также идеи мобильного телефона (1947 г.) и микросхемы (1952 г.). Первые микросхемы были созданы уже в 1960 г., через 20 лет появились доступные мобильные телефоны, магнитная память и многое из того, без чего трудно представить современную жизнь. Примеры можно умножить: телевизоры, компьютеры, цифровая фотография и др. — все это появилось за время жизни одного поколения. Наконец, деление ядер урана было открыто в декабре 1938 г., уже через 4 года в декабре 1942 г. заработал первый ядерный реактор, в июле 1945 г. взорвана первая атомная бомба.

В отличие от этого вот уже третье поколение исследователей пытается «зажечь Солнце на Земле», армия исследователей в этой области науки во всем мире насчитывает десятки тысяч ученых, построены грандиозные установки, бюджет исследований исчисляется миллиардами долларов, но осуществить термоядерный синтез на Земле дольше 5 с пока не удалось. За это время последовательная теория термоядерных реакций в недрах Солнца не только создана, но даже проверена экспериментально в нейтринных экспериментах на Земле. Поэтому имеет смысл попытаться понять причины такой аномалии в истории развития термоядерных исследований, причем причины глубокие и принципиальные, не связанные с национальными особенностями и тактикой исследований.

Справедливости ради следует отметить, что похожая судьба постигла еще один ядерный проект, а именно проект быстрого реактора деления. Его идею Э. Ферми сформулировал в 1944 г., однако до сих пор не построен такой реактор, удовлетворяющий современным требованиям безопасности и экономической целесообразности.

Физические основы термоядерных реакций. В качестве источника энергии синтеза рас-

сматривают, как правило, две пары зеркальных реакций:



Число реакций N_{12} синтеза ядер с зарядом z_1 и z_2 и массой m_1 и m_2 в единице объема за секунду определяется по выражению [8]

$$\frac{dN_{12}}{dt} = n_1 n_2 \int v \sigma_{12}(v) \gamma(v) f_1(v_1, T) f_2(v_2, T) d^3 v_1 d^3 v_2, \quad (5)$$

где n_i , v_i , z_i — концентрация, скорость и заряд ядер ($i = 1, 2$); $f_i(v_i, T)$ — распределение Максвелла по скорости v_i при температуре T ; v — относительная скорость столкновения ядер; $\sigma_{12}(v)$ — сечение реакции синтеза;

$$\gamma(v) = \exp\left(-\frac{2\pi z_1 z_2 e^2}{\hbar v}\right) = \exp(-E_G/E)^{1/2}$$

— вероятность преодоления кулоновского барьера отталкивания ядер (гамовский фактор);

$$E_G = \frac{\mu}{2} \left(\frac{2\pi e^2 z_1 z_2}{\hbar} \right)^2 = 2\pi^2 z_1^2 z_2^2 \left(\frac{\mu}{m_e} \right) E_0;$$

$$E_0 = \frac{m_e e^4}{\hbar^2} = 27,2 \text{ эВ}; \quad E = \mu v^2 / 2.$$

После отделения координат центра инерции системы и усреднения по скорости выражение (5) примет вид

$$\frac{dN_{12}}{dt} = n_1 n_2 \int v \sigma_{12}(v) \gamma(v) f(v, T) d^3 v,$$

где

$$f(v, T) = \left(\frac{\mu}{2\pi kT} \right)^{3/2} \exp(-\mu v^2 / 2kT)$$

— распределение Максвелла по скорости; μ — приведенная масса ядер. При малой энергии столкновения ($E \leq 100$ кэВ) сечение реакции синтеза

$$\sigma_{12}(v) = S_{12} \pi \tilde{\lambda}^2 = S_{12} \pi \left(\frac{\hbar}{\mu v} \right)^2,$$

где $\tilde{\lambda} = \hbar / \mu v$ — длина волны де Бройля сталкивающихся ядер; множитель S_{12} учитывает индивидуальную структуру ядер.

Окончательно выражение имеет вид

$$\frac{dN_{12}}{dt} = S_{12} \frac{2}{\sqrt{3}} \left(\frac{\hbar^2}{\mu e^2} \right)^2 \frac{e^2}{\hbar} x_0^2 \exp(-3x_0) = \quad (6)$$

$$= A_i T^{-2/3} \exp(-a_i T^{-1/3}), \quad x_0 = (E_G/4kT)^{1/3}.$$

Коэффициенты A_i и a_i , а также температура зажигания плазмы T_0 , приведены в табл. 1 [8].

Т а б л и ц а 1. Параметры скорости синтеза в формуле (6) [8]

Реакция	A_i	a_i	T_0 , кэВ*
$d + d \rightarrow {}^3\text{He} + n$ (1)	$1,29 \cdot 10^{-14}$	18,81	11,7
$d + d \rightarrow t + p$ (2)	$1,35 \cdot 10^{-14}$	18,81	11,7
$d + t \rightarrow {}^4\text{He} + n$ (3)	$2,62 \cdot 10^{-12}$	19,98	4,5
$d + {}^3\text{He} \rightarrow {}^4\text{He} + p$ (4)	$2,16 \cdot 10^{-12}$	31,72	31,8

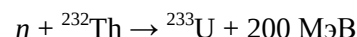
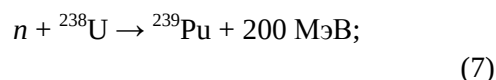
*Температура зажигания T_0 определяется как температура, при которой горение плазмы не требует внешнего подогрева.

В качестве топлива для термоядерного реактора в настоящее время можно рассматривать только реакцию (3). Для этой реакции $\mu = 6/5m_p$; $E_G = 2\pi^2 \frac{6}{5} (m_p/m_e) E_0 \sim 1,2 \cdot 10^2$ кэВ.

Максимум скорости реакции достигается при $kT \sim E_G \sim 100$ кэВ, т.е. при $T_0 \sim 10^9$ К, однако уже при $T \sim 10$ кэВ и плотности плазмы $n \sim 10^{14}$ см⁻³ согласно выражениям (5), (6) $dN_{12}/dt \sim 5 \cdot 10^{11}$ см⁻³·с⁻¹, т.е. в объеме термоядерного реактора $\sim 10^3$ м³ тепловая мощность термоядерной реакции достигает $\sim 1,5$ ГВт, что сравнимо с мощностью стандартного блока реактора деления. Для других реакций синтеза оптимальная температура их осуществимости существенно выше: $T \sim 80$ кэВ и $T \sim 70$ кэВ для реакций (1), (2), (4). В настоящее время удается удерживать горение в плазме (3) в течение ~ 5 с и есть надежда, что в проекте ИТЭР длительность горения удастся увеличить до 400 с [9—12].

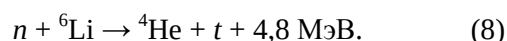
Ядерные аспекты термоядерных исследований. На фоне этих усилий ядерная составляющая программы исследований, а также проблема утилизации энергии синтеза ядер оставались в тени. Следует отметить, что использование ядерной энергии (и деления, и синтеза) проходит через стадию ее превращения в

тепловую. В реакции (3) только $\sim 20\%$ (3,5 МэВ) переходит непосредственно в тепло, которое используется, в основном, для поддержания температуры плазмы, а остальные 14,1 МэВ уносят нейтроны через стенку реактора. Превращать их кинетическую энергию непосредственно в тепло — не самый разумный способ использования: энергетическая ценность одного нейтрона в ядерных реакциях деления



в 14 раз больше энергии термоядерного нейтрона (14,1 МэВ в реакции (3)). Поэтому уже в первом проекте А.Д. Сахарова предлагалось использовать нейтроны синтеза для производства делящихся изотопов урана и плутония в реакциях для их последующего использования в ядерном оружии и реакторах деления.

Согласно эксперименту [13] и расчетам [14—17] в бланкете из ${}^{238}\text{U}$, ${}^{232}\text{Th}$ и ${}^6\text{Li}$, окружающем источник термоядерных нейтронов, один нейтрон энергией 14,1 МэВ может произвести ~ 1 ядро трития, ~ 1 деление и ~ 3 ядра ${}^{239}\text{Pu}$ или $\sim 1,3$ ядра ${}^{233}\text{U}$ (табл. 2). Поэтому суммарная энергия деления, генерируемая в бланкете (~ 700 и ~ 300 МэВ), в десятки раз превышает энергию синтеза (17,6 МэВ), которая составляет 2 и 5% этой энергии соответственно — даже с учетом того, что один нейтрон надо израсходовать на производство трития в реакции



Если убрать урановый бланкет и оставить только литиевый, который воспроизводит сожженный тритий, то даже с учетом возможного размножения нейтронов в свинце или бериллии такая система по эффективности производства энергии кратно уступает реактору деления.

Следует отметить, что до сих пор не определено само понятие «стоимость термоядерного нейтрона», без чего все сравнения с другими подходами (тяжелоионный, лазерный и др.) выглядят неубедительными. Причина этой неопределенности заключается в смешении понятий стоимость и цена: стоимость термоядерного нейтрона определяется затратами на его производство, в то время как цена зависит от эффективности использования, т.е. от того, что он сам

Т а б л и ц а 2. Энергетическая ценность термоядерного нейтрона

Состав blankets	Число новых ядер на один нейтрон синтеза	Энергия в blankets, МэВ		Суммарная энергия в blankets, МэВ	Источник
		деления	потенциальная*		
Природный уран	3,7 ^{239}Pu	150	740	890	[13]
Металлический уран + литий	2,4 ^{239}Pu + 1,1 T	190	480	670	[14]
Отвальный уран	2,67 ^{239}Pu	120	530	650	[15]
Обедненный уран	3,4 ^{239}Pu	200	680	880	[16]
^{232}Th + 16% ^6Li	1,3 ^{233}U + 1,1 T	49	260	310	[17]
^{238}U + 7,6% ^6Li	3,1 ^{239}Pu + 1,1 T	193	620	810	[17]

*С учетом самопоглощения в (n γ)-реакции эти значения следует уменьшить на 10—40% в зависимости от типа реактора деления.

может произвести. Очевидно, что без blankets стоимость термоядерного нейтрона примерно в 10 раз превышает его энергетическую ценность. Ясно, что это определение зависит от того, включена ли в стоимость термоядерного нейтрона стоимость производства трития, необходимого для работы термоядерного реактора. Широко бытует заблуждение, что в литиевом blankets тритий получается «даром». Тем не менее понятно, что на производство ядра трития всегда надо затратить один нейтрон и этот факт не зависит от того, взят ли нейтрон из реактора деления или затрачен в литиевом blankets реактора синтеза — в любом случае он потерян и не сможет реализовать свой главный потенциал — принести 200 МэВ энергии в реакции деления ядер.

Идея гибридного реактора синтез—деление была очевидной на заре термоядерных исследований [4, 15, 17—21]. Однако после аварии на Чернобыльской АЭС на волне антиядерных настроений активно эксплуатировалась идея «чистого термоядерного синтеза» без blankets, в частности, на основе безнейтронной реакции (4). При этом, однако, надо иметь в виду, что при температуре зажигания плазмы ($T_0 \sim 30$ кэВ), необходимой для этой реакции (а ее надо еще достигнуть!), идет также реакция (1), в которой нейтроны тоже образуются, хотя и в меньшем количестве. Из предыдущего ясно, что чистый термоядерный синтез — это очень неэффективная система, и 15 лет спустя ученые возвратились к схеме гибридного термоядерного реактора [22].

Проблема трития. Отдельная проблема термоядерной энергетики — тритий. В природе

его нет, мировые запасы, в основном, военные оцениваются ~ 100 кг, он распадается с $T_{1/2} = 12,3$ года [23]. При сгорании 1 г трития ($2 \cdot 10^{23}$ ядер) в реакции синтеза (3) выделяется энергия $3,5 \cdot 10^{24}$ МэВ, т.е. для работы термоядерного реактора электрической мощностью 1 ГВт, тепловой 3,2 ГВт (стандартная мощность блока АЭС) необходимо $0,57 \cdot 10^{-2}$ г/с, т.е. 180 кг трития в год. При современной цене трития ($2,9 \cdot 10^4$ дол./г — в 7 тыс. раз дороже золота [24]) за это топливо надо заплатить 5,3 млрд дол., т.е. почти в 3 тыс. раз больше, чем за ядерное топливо реактора деления равной мощности (~ 2 млн дол. за ~ 1 т урана обогащением 4,4%). Для наработки требуемого в год количества трития по реакции (8) необходимо затратить $1,15 \cdot 10^{21}$ н/с. В ядерном реакторе деления равной мощности на производство энергии затрачивается 10^{20} н/с. Если все эти нейтроны использовать для производства трития в реакции (8), то при сжигании в реакции синтеза (3) и последующем воспроизводстве в реакции (8) суммарно выделится тепловая энергия 0,36 ГВт, т.е. для обеспечения топливом одного термоядерного реактора электрической мощностью 1 ГВт, тепловой 3,2 ГВт необходимо затратить нейтроны примерно 10 реакторов деления равной мощности. Абсурдность такой ситуации очевидна, и это еще раз показывает неэффективность «чистого термоядерного синтеза».

Еще один способ получения трития, который иногда обсуждается, — накопление в литиевых blankets реакторов деления [25]. В стандартном блоке электрической мощностью 1 ГВт каждую секунду происходит 10^{20} делений ядер. Их утечка за пределы реактора (в blankets) не

превышает $\sim 5\%$, т.е. $5 \cdot 10^{18}$ н/с, которые могут произвести по реакции (7) $5 \cdot 10^{18}$ ядер трития, т.е. 0,79 кг/год. Для наработки необходимых 180 кг/год для одного термоядерного реактора равной мощности необходимо укутать такимиblankетами ~ 230 промышленных реакторов — половину парка реакторов современной ядерной энергетики (предложение увеличить утечку нейтронов за счет уменьшения мощности реакторов вряд ли стоит обсуждать).

Тритий можно также получать, используя ускорительно-blанкетные системы (ADS). В этом случае каждый протон энергией 0,66 ГэВ в мишени из природного урана дает ~ 18 делений и рождает ~ 46 нейтронов, т.е. энергетическая стоимость нейтрона равна ~ 14 МэВ [26, 27]. Однако с учетом (оптимистического) к.п.д. ускорителя $\sim 10\%$ (в настоящее время меньше 1%) тепловая энергия возрастает до ~ 370 МэВ вместо 200 МэВ реакторных. Кроме того, тритий — опасный радиоактивный элемент. По нормам радиационной безопасности допустимое содержание газообразного трития в атмосфере равно 10^{-5} г/м³ [28]. Это означает, что утечка десятков граммов трития может вызвать серьезные экологические последствия.

Эти вопросы начали обсуждать уже в начальный период термоядерных исследований, но только в последние годы в связи со строительством ИТЭРа им стали уделять серьезное внимание [29—31]. Однако до сих пор не ясно, можно ли надежно защитить население и окружающую среду при запроектных авариях (разгерметизация плазмы, падение самолета, теракт и др.), которые всегда принимаются во внимание при проектировании реакторов деления. При тепловой мощности ИТЭРа 500 МВт в объеме 850 м³ трития должно сгорать $\sim 10^{-3}$ г/с, за 400 с запланированного горения плазмы — $\sim 0,4$ г, т.е. при стабильном выгорании топлива ($\sim 10\%$) в объеме плазмы должно быть не менее ~ 4 г трития. Разгерметизация плазмы в этом случае приведет к серьезным последствиям, при потреблении трития 180 кг/год, необходимого для работы термоядерного реактора электрической мощностью 1 ГВт, вопрос о его безопасности становится первостепенным.

Перспективы термоядерной энергетики. Из предыдущего ясно, что термоядерный реак-

тор — это специфический и очень дорогой источник нейтронов, с помощью которого можно эффективно набирать топливо для ядерных реакторов деления или сжигать их радиоактивные отходы (превращать термоядерные нейтроны непосредственно в тепло, по крайней мере, неразумно). Гибридная система синтез—деление предназначена для решения именно этих задач, но в остальном она существенно усложнит другие проблемы ядерной энергетики деления, поскольку состоит из трех ступеней: реактор синтеза—blанкет—реактор деления. В быстром реакторе, работающем в равновесном режиме, все эти три ступени объединены, что, кстати, уменьшает опасность неконтролируемого распространения ядерных материалов.

Ядерные аспекты термоядерной программы активно обсуждались в первые годы термоядерных исследований, однако впоследствии все усилия были сосредоточены на достижении стабильности плазмы. Книги и статьи последнего времени также не уделяют этому вопросу должного внимания, за исключением их небольшого числа [32—37].

Первоначальная идея гибридного термоядерного реактора состояла в том, чтобы в ^{238}U -blанкете набирать ^{239}Pu для его сжигания в тепловых реакторах. Известно, однако, что этот процесс крайне неэффективен: в спектре нейтронов теплового реактора $\alpha(^{239}\text{Pu}) = \sigma_c/\sigma_f = 0,56$, т.е. при его сжигании $\sim 40\%$ ядер ^{239}Pu перейдут в ядра ^{240}Pu и ^{241}Am [38]. В спектре нейтронов быстрого реактора $\alpha(^{239}\text{Pu}) \sim 0,16$, поэтому ^{239}Pu разумно сжигать именно там. Кроме того, в ^{238}U -blанкете за счет реакций $(n, 2n)$ и $(n, 3n)$ опасного изотопа ^{236}Pu набирается в 300 раз больше, чем в быстрых реакторах, поэтому при обращении с топливом, набранным в blанкете, необходима дополнительная защита от высокоэнергетического γ -излучения ^{208}Tl , который образуется по цепочке α -распадов $^{236}\text{Pu} \rightarrow ^{232}\text{U} \rightarrow \dots \rightarrow ^{208}\text{Tl}$ [39, 40].

В последние 3 года появилась концепция «зеленой энергетики» [41]. Ее суть заключается в том, чтобы оснастить термоядерный источник нейтронов жидкосолевым blанкетом с растворенными в нем солями ^{232}Th или ^{238}U и использовать термоядерные нейтроны для трансмутации долгоживущих радиоактивных отходов, а

также для наработки ^{233}U или ^{239}Pu с последующим сжиганием в тепловых реакторах. Эта концепция в основной своей части повторяет первое предложение А.Д. Сахарова 1950 г. по реактору МТР и идеи многочисленных последующих разработок [14, 17—21, 42], в частности, схему MIT 1965 г. [19]. В части, касающейся трансмутации, она не имеет существенных преимуществ по сравнению с проектами трансмутации в ускорительно-бланкетных системах и жидкосолевых реакторах деления, создание которых существенно менее проблематично, чем постройка термоядерного реактора [43—48]. Кроме того, в ^{232}Th -бланкете ^{232}U нарабатывается еще в 3 раза больше, чем ^{236}Pu в ^{238}U -бланкете (до 7% массы ^{233}U , 10^{-5} массы отработавшего ядерного топлива при допустимой концентрации $\sim 10^{-6}$) [40, 49, 50].

Еще одна идея преодолеть проблемы термоядерной энергетики представлена в работах [51—53]. В них предлагается создать компактный термоядерный реактор (сферический токамак) умеренной мощности (~ 200 МВт). Эта идея, по-видимому, близка к осуществлению, что позволит создать интенсивный источник нейтронов энергией 14 МэВ с большим трансмутационным потенциалом, однако перспективы его энергетического использования (чистый термоядерный синтез) по-прежнему вызывают сомнения, пока не определена экономическая целесообразность такой энергетики.

В 1996 г. Б.Б. Кадомцев и И.Н. Головин, признанные лидеры термоядерной программы, написали статью, в которой подвели итог почти полувековой истории исследований по этой проблеме [54]. Их заключение было категоричным: без решения проблемы материалов и топлива термоядерная энергетика не имеет будущего.

Суть проблемы материалов состоит в том, что плотность плазмы $n \sim 10^{14} \text{ см}^{-3}$ в 10^5 раз меньше плотности газа при нормальных условиях ($\sim 3 \cdot 10^{19} \text{ см}^{-3}$) и не может быть существенно увеличена (так называемый предел Гринвальда [55, 56]). Как следствие этого, для достижения единичной мощности ~ 1 ГВт термоядерный реактор должен иметь циклопические размеры $\sim 10^3 \text{ м}^3$, а выделение энергии синтеза происходит в глубоком вакууме, где обычные механиз-

мы теплопередачи неэффективны, но происходит интенсивная бомбардировка стенок нейтронами и α -частицами. В проекте ИТЭРа при потоке нейтронов $0,5 \text{ МВт/м}^2$ за год радиационные повреждения составляют ~ 5 смещ./ат. [57]. При тепловой мощности термоядерного реактора ~ 3 ГВт поток нейтронов на стенки реактора объемом $\sim 10^3 \text{ м}^3$ и поверхностью $\sim 500 \text{ м}^2$ равен $\sim 5 \text{ МВт/м}^2$. Кроме того, α -частицы энергией 3,5 МэВ, сталкиваясь со стенками реактора, не только передают тепло, но и приводят к их эрозии и распуханию. При таком потоке нейтронов и α -частиц их воздействие на стенку реактора достигает ~ 50 смещ./ат. в год при допустимом уровне ~ 200 смещ./ат. для всех известных материалов, т.е. корпус реактора надо будет менять каждые 4 года, а с учетом радиационных повреждений и охрупчивания еще чаще.

Экспериментальные данные по воздействию нейтронов энергией 14 МэВ на материалы скудны, поскольку источник таких нейтронов до сих пор не создан, несмотря на многолетние усилия. Проект его создания FMIT-ESNIT-IFMIF тоже длится уже 40 лет [58].

Кроме проблемы материалов и топлива, надо решить также множество технологических проблем: обеспечить теплосъем с огромной поверхности ($\sim 10^3 \text{ м}^2$), решить проблему дивертора и удаленного технического обслуживания, а также обеспечить экономическую приемлемость. Все эти проблемы обсуждаются давно, но до сих пор их удовлетворительного решения не найдено. Например, стоимость ИТЭРа мощностью 500 МВт 10 лет назад оценивалась 6 млрд дол. — в 50 раз дороже реактора деления (1 млрд дол. за 4 ГВт) [10]. Сейчас эти цифры поменялись (выросли), но их соотношение изменилось не критично.

В заключение своей статьи Б.Б. Кадомцев и И.Н. Головин написали: «С точки зрения перспективы создания коммерческих реакторов наиболее доступным представляется использование $d^3\text{He}$ -топлива. При этом ^3He , видимо, придется доставлять с Луны». Насколько «коммерческим» будет такой термоядерный реактор, остается только гадать.

За 20 лет до этой статьи один из лидеров термоядерной программы США написал: «Необходимо показать, что система синтез—

деление имеет преимущества по сравнению с альтернативными системами ядерной энергетики». И добавил при этом: «Такая система может быть построена, но далеко не ясно, что ее нужно строить» [19]. С тех пор прошло полвека, но ясность в этом вопросе так и не достигнута.

Главное преимущество термоядерного реактора — большой избыток нейтронов на один нейтрон, затраченный в blankets (в 10 раз больше, чем в реакторе деления), и именно это обеспечивает высокие темпы размножения и трансмутации. Кроме того, за счет реакций ($n, 2n$) и ($n, 3n$), характерных для нейтронов энергией 14 МэВ, становится возможной также трансмутация таких продуктов деления, как ^{90}Sr , ^{93}Zr , ^{135}Cs , ^{126}Sn , ^{137}Cs [59]. Однако эти преимущества станут реальными только в том случае, если удастся преодолеть ядерные и технологические проблемы термоядерной энергетики, а общество будет готово платить за них повышенную цену.

Несмотря на принципиальные (и нерешенные) проблемы термоядерной энергетики, отказаться от этой мечты трудно. В этих условиях имеет смысл более тщательно исследовать альтернативные пути ее реализации, в частности, тяжелоионный DT-синтез [60].

Отличие термоядерного синтеза от всех достижений, упомянутых в начале статьи, состоит в том, что физические явления, лежащие в их основе, были обнаружены в земных лабораториях. Термоядерный синтез протекает в недрах звезд, где нет ограничений на ядерное топливо и материалы, и пока не ясно, можно ли преодолеть эти ограничения на Земле при разумных затратах.

Заключение. Из рассмотрения можно сделать следующие выводы:

термоядерный реактор — это специфический и дорогой источник нейтронов, прямое использование которых для производства тепловой энергии крайне неэффективно. По этой причине самостоятельное значение термоядерного реактора вне всей системы ядерной энергетики деления проблематично;

гибридная система синтез—деление с урановым или ториевым blankets может помочь решить только две проблемы современной ядерной энергетики — топлива и радиоактив-

ных отходов, в остальном усугубляет ее трудности;

проблема трития требует пристального анализа и оценки безопасности термоядерной энергетики.

В этих условиях необходимы глубокий стратегический анализ ситуации и выработка рекомендаций по дальнейшей судьбе термоядерного проекта. Прежде всего следует определить приоритеты и отделить научные проблемы термоядерных исследований, результаты которых уже сейчас востребованы в различных областях физики и техники, от легковесных претензий на энергетику будущего. Это особенно важно, потому что со времени появления идеи термоядерной энергетики считается неприличным подвергать сомнению возможность ее осуществимости. Вследствие этого научная проблема с годами трансформировалась в политическую и теперь уже открыто декларируется, что «...страна, не участвующая в термоядерных исследованиях, автоматически считается страной третьего мира» [61].

Авторы признательны А.А. Артисюку, М.М. Баско, Л.Н. Богдановой, С.С. Герштейну, Л.Г. Голубчикову, М.П. Грязневичу, В.С. Имшеннику, Г.Г. Куликову, В.П. Смирнову, Л.Д. Рябеву, А.И. Рязанову, И.С. Слесареву, М.П. Файфману, А.Н. Шмелеву и А.А. Юхимчуку за их критические замечания и конструктивные предложения, позволившие существенно уточнить и обосновать аргументацию этой статьи.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Вернадский В.И. Задачи дня в области радия. — В сб.: Очерки и речи. Петроград, 1922, с. 31—43.
2. Гамов Дж. Моя мировая линия: неформальная автобиография. М.: Физматлит, 1994.
3. Молчанов П.А. История научных исследований в области управляемого термоядерного синтеза. Электронный ресурс. <http://www.docme.ru/download/178483>. Дата обращения 10.11.2017.
4. Физика плазмы и проблема управляемых термоядерных реакций. Т. 1—3. М.: Изд-во АН СССР, 1958.
5. К истории исследований по управляемому термоядерному синтезу. — Успехи физ. наук, 2001, т. 171, вып. 8, с. 877—908.
6. Бишоп А.С. Проект Шервуд: программа США по управляемому термоядерному синтезу. М.: Атомиздат, 1960.

7. **Post R.** Controlled fusion research — an application of physics of high temperature plasmas. — *Rev. Mod. Phys.*, 1956, v. 28, № 3, p. 338—362.
8. **Баско М.М.** Физические основы инерциального термоядерного синтеза. М., ИТЭФ, 2008.
9. **Кадомцев Б.Б.** От МТР до ИТЭР. — *Успехи физ. наук*, 1996, т. 166, вып. 5, с. 449—458.
10. **Rebut P.-H.** From JET to the reactor. — *Plasma Phys. Contr. Fus.*, 2006, v. 48, p. B1—B13.
11. **Aymar R., Chuyanov V.A., Huget Y., Shimomura Y.** Overview of ITER-FEAT. The International burning plasma experiment. ITER joint team and ITER home teams. — *Nucl. Fus.*, 2001, v. 41, № 10, p. 1301—1310.
12. **Голубчиков Л.Г.** ИТЭР — решающий шаг. М., МИФИ, 2004.
13. **Weale J., Goodfellow H., McTaggart M., Mullender M.** Measurements of the reaction rate distribution produced by a source of 14 MeV neutrons at the centre of uranium metal pile. — *Reactor Sci. Technol.*, 1961, v. 14, p. 91—99.
14. **Golovin I.N., Kolbasov B.N., Orlov V.V. e.a.** The Nuclear Fuel Problem and Fusion—Fission Hybrid Reactor. TECDOC 145/25. Vienna: IAEA, 1978.
15. **Велихов Е.П., Глухих В.А., Гурьев В.В. и др.** Гибридный термоядерный реактор-токамак для производства делящегося топлива и электроэнергии. — *Атомная энергия*, 1978, т. 45, вып. 1, с. 3—9.
16. **Petrov Yu.V.** Muon catalysis for energy production by nuclear fusion. — *Nature*, 1980, v. 285, p. 466—468.
17. **Moir R.** The fusion breeder. — *J. Fus. Energy*, 1982, v. 2, № 4/5, p. 351—367.
18. **Leonard B., Jr.** A review of fusion — fission (hybrid) concepts. — *Nucl. Technol.*, 1973, v. 20, p. 161—178.
19. **Lidsky L.** Fusion—fission systems: hybrid, simbiotic, and augean. — *Nucl. Fus.*, 1975, v. 15, p. 151—173.
20. **Proceedings US — USSR Symposium on Fusion — Fission Reactors.** CONF-760733. Lawrence Livermore Laboratory, 13—16 July, 1976.
Синтез—деление. Труды II сов.-амер. сем. 14 марта — 1 апреля 1977 г. М.: Атомиздат, 1978.
21. **Bethe H.** The fusion hybrid. — *Phys. Today*, May 1979, p. 44—51.
22. **Manheimer W.** Back to the future: the historical, scientific, naval and environmental case for fission fusion. — *Fus. Technol.*, 1999, v. 36, p. 1—15.
23. **Tritium from Power Plants gives India an H-bomb capability.** Электронный ресурс. http://www.ccnr.org/india_tritium.html. Дата обращения 11.11.2017.
24. **Самые дорогие вещества в мире.** Электронный ресурс. <http://www.bugaga.ru/interesting/1146729791-samy-dorogie-veschestva-v-mire.html> (Дата обращения 11.11.2017).
25. **Велихов Е.П., Ковальчук М.В., Азизов Э.А. и др.** Термоядерный источник нейтронов для производства ядерного топлива. — *Атомная энергия*, 2013, т. 114, вып. 3, с. 160—165.
26. **Васильков Р.Г., Гольданский В.Н., Пименов Б.А. и др.** Размножение нейтронов в уране, бомбардируемом протонами с энергией 300—660 МэВ. — *Атомная энергия*, 1978, т. 44, вып. 4, с. 329—335.
27. **Васильков Р.Г., Гольданский В.И., Орлов В.В.** Об электрическом бридинге. — *Успехи физ. наук*, 1983, т. 139, вып. 3, с. 435—464.
28. **Нормы радиационной безопасности.** НРБ-99/2009, Приложение 2, с. 52. М., 2009.
29. **Steiner D., Fraas A.** Preliminary observations on the radiological implications of fusion power. — *Nucl. Saf.*, 1972, v. 13, № 55, p. 353—365.
30. **Alejaldre C.** Safety approach on tritium related issues in ITER. — In: 9th Intern. Conf. on Tritium Science and Technology TRITIUM 2010. Nara, Japan, 24—29 Oct., 2010.
31. **Forsberg C., Lam S., Carpenter D. e.a.** Tritium control and capture in salt-cooled fission and fusion reactors: status, challenges, and path forward. — *Nucl. Technol.*, 2017, v. 197, p. 119—139.
32. **Азизов Э.А., Гладуш Г.Г., Лопаткин А.В. и др.** Гибридные системы на основе токамака для наработки топлива и утилизации отработавшего ядерного топлива. — *Атомная энергия*, 2011, т. 110, вып. 2, с. 84—88.
33. **Кутеев Б.В., Хрипунов В.И.** Современный взгляд на гибридный термоядерный реактор. — *Вопросы атомной науки и техники. Сер. Термоядерный синтез*, 2009, вып. 1, с. 3—40.
34. **Шмелев А.Н., Куликов Г.Г., Куликов А.Г. и др.** Управляемый термоядерный синтез: потенциальная роль в объединенном (Th—U—Pu) ядерном топливном цикле. — *Ядерная физика и инжиниринг*, 2011, т. 2, № 2, с. 101—111.
35. **Шмелев А.Н., Крючков Э.Ф., Куликов Г.Г., Куликов Е.Г.** Потенциальная роль гибридных синтез—деление нарабочников топлива в замкнутом (U—Pu)-топливном цикле с вовлечением тория. — *Там же*, 2013, т. 4, № 11—12, с. 1060—1071.
36. **Шмелев А.Н., Куликов Г.Г., Куликов Е.Г., Апсэ В.А.** О потенциале гибридных (синтез—деление) нарабочников топлива для ядерных реакторов. М.: ООО «Клаб принт», 2014.
37. **Азизов Э.А., Гладуш Г.Г., Минеев А.Б.** УТС с магнитным удержанием и разработка гибридного реактора синтез—деление на основе токамака. М.: Троянт, 2016.
38. **Shibata K., Iwamoto O., Nakagawa T. e.a.** JENDL-4.0: a new library for nuclear science and engineering. — *Nucl. Sci. Technol.*, 2011, v. 48, № 1, p. 1—30.
39. **Марин С.В., Орлов В.В., Шаталов Г.Е.** Образование изотопов плутония в урановом топливе гибридного термоядерного реактора. — *Атомная энергия*, 1982, т. 52, вып. 5, с. 301—304.
40. **Мурогов В.М., Троянов М.Ф., Шмелев А.Н.** Использование тория в ядерных реакторах. М.: Энергоатомиздат, 1983.
41. **Велихов Е.П., Азизов Э.А., Алексеев П.Н. и др.** Концепция «зеленой» ядерной энергетики. — *Вопросы атомной науки и техники. Сер. Термоядерный синтез*, 2013, т. 36, вып. 1, с. 5—16.

42. Новиков В.М., Прусаков В.Н., Блинкин В.Л., Чувилин Д.Ю. Жидкосольевые бланкеты термоядерного реактора: преимущества и проблемы. — Там же, 1985, вып. 4, с. 19—23.
43. Accelerator-Driven Systems (ADS) and Fast Reactors (FR) in Advanced Nuclear Fuel Cycles. A Comparative Study. OECD, 2002.
44. Forsberg C. Thermal- and Fast-Spectrum Molten Salt Reactors for Actinide Burning and Fuel Production, 2017. Электронный ресурс. http://nuclear.inl.gov/deliverables/docs/msr_deliverable_doe-global_07_paper.pdf.
45. Ignatiev V., Feinberg O., Gnidoi A. e.a. Molten salt actinide recycler and transforming system without and Th—U support: fuel cycle flexibility and key material properties. — Ann. Nucl. Energy, 2014, v. 64, p. 408—420.
46. Дегтярев А.М., Коляскин О.Е., Мясников А.А. и др. Жидкосольевой подкритический реактор-сжигатель трансплутониевых актиноидов. — Атомная энергия, 2013, т. 114, вып. 4, с. 183—188.
47. Degtyarev A.M., Miasnikov A.A., Ponomarev L.I. Molten salt fast reactor with U—Pu fuel cycle. — Prog. Nucl. Energy, 2015, v. 82, p. 33—37.
48. Chengang Yu., Li Xiaoxiao, Cai Xiangzhao e.a. Minor actinide incineration and Th—U breeding in a small FLiNaK molten salt reactor. — Ann. Nucl. Energy, 2017, v. 99, p. 335—344.
49. Марин С.В., Шаталов Г.Е. Изотопный состав топлива в бланкете гибридного термоядерного реактора с ториевым циклом. — Атомная энергия, 1984, т. 56, вып. 5, с. 289—291.
50. Бобков Ю.Г., Илюнин В.Г., Мурогов В.М. и др. Расчетные исследования накопления ^{232}U , ^{236}Pu и ^{238}Pu в зонах воспроизводства гибридных и быстрых реакторов. — Там же, 1980, т. 48, вып. 6, с. 395—396.
51. Stambauch P., Chan V., Muller R., Schaffer M. The special tokamak route to fusion power. — Fus. Technol., 1998, v. 33, № 1, p. 1—21.
52. Gryaznevich M.P., Sykes A., Kingham D. e.a. Options for a steady-state compact fusion neutron source. — Fus. Sci. Technol., 2012, v. 61, p. 89—94.
53. Menard J., Brown T., El-Guebaly L. e.a. Fusion nuclear science facilities and pilot plants based on the spherical tokamak. — Nucl. Fus., 2016, v. 56, p. 1—43.
54. Головин И.Н., Кадомцев Б.Б. Состояние и перспективы управляемого термоядерного синтеза. — Атомная энергия, 1996, т. 81, вып. 5, с. 364—372.
55. Greenwald M., Terry J., Wolfe S. e.a. A new look at density limits in tokamaks. — Nucl. Fus., 1988, v. 28, № 12, p. 2199—2207.
56. Greenwald W. Density limits in toroidal plasmas. — Plasma Phys. Contr. Fus., 2002, v. 44, № 8, p. R27—R53.
57. Iida H., Khripunov V., Petrizzi I. e.a. ITER Nuclear Analysis Report. NAG-201-01-06-17-FDR, 2001.
58. Knaster J., Arbiter F., Cara P. e.a. IFMIF, the european-japanese efforts under the broader approach agreement towards a Li(d, xn) neutron source: current status and future options. — Nucl. Mater. Energy, 2016, v. 9, p. 4654.
59. Saito M., Apse V., Artisyuk V., Chmelev A. Fusion-driven transmutation of fission product cesium in its elemental form. — J. Nucl. Sci. Technol., 2000, v. 37, p. 1024—1031.
60. Субботин В.И., Долголева Г.В., Забродин А.В. и др. Энергетическая установка тяжелоионного DT-синтеза с мишенями, содержащими делящиеся материалы. — Атомная энергия, 2005, т. 99, вып. 3, с. 190—198.
61. Ильгисонис В.Н. Классические задачи физики горячей плазмы. М.: Изд. дом МЭИ, 2015.

Поступила в Редакцию 12.07.17

Р е ф е р а т ы с т а т е й

УДК 621.039.51

К о в а л и ш и н А.А., М о р я к о в А.В., Р а с к а ч К.Ф. **Нейтронно-физический расчет быстрого реактора с применением современных вычислительных комплексов.** — Атомная энергия, 2018, т. 124, вып. 2, с. 63—68.

В статье обсуждается возможность использования трехмерного транспортного многопроцессорного кода LUCKY-A в качестве нейтронно-физического модуля для интегрального нестационарного кода анализа безопасности COREMELT, который используется для обоснования безопасности быстрых натриевых реакторов. При таком использовании к скорости счета кода LUCKY-A предъявляются повышенные требования. Для тестирования возможностей LUCKY-A была рассмотрена типичная расчетная задача в постановке, характерной для предполагаемого целевого использования кода. Показаны возможности программы к распараллеливанию расчетов, приведено сравне-

ние с расчетами по программам MMKKENO и TRIGEX. Исследована эффективность параллельного вычислительного процесса в зависимости от числа используемых вычислительных ядер. Рис. 5, табл. 3, список лит. 9 назв.

УДК 621.039.516.22

В о л к о в И.А., С и м о н е н к о В.А., Б е л о н о г о в М.Н., Б о ч к а р е в а А.А., Ш е р е м е т ь е в а У.Ф., Т р а п е з н и к о в М.А., П о п о в И.С. **Уменьшение выбега реактивности при использовании обогащенного урана в быстром реакторе со свинцовым теплоносителем.** — Атомная энергия, 2018, т. 124, вып. 2, с. 69—75.

Рассмотрены возможности уменьшения выбега реактивности в быстром свинцовом реакторе при использовании обогащенного урана. В частности, анализируется подход, предполагающий частичную компенсацию выбега реактивности добавлением в стартовую загрузку Np или Am в качестве выгорающего поглотителя. Показано, что с

точки зрения развития крупномасштабной ядерной энергетики на основе реакторов типа БРЕСТ при реализации такого подхода использование урановой стартовой загрузки становится нецелесообразным.

Рассматривается стартовая загрузка смесью из обогащенного урана и плутония из отработавшего топлива РБМК. Полученные результаты указывают на возможность создания активной зоны с выбегом реактивности, не превышающей эффективной доли запаздывающих нейтронов в течение всего срока эксплуатации.

Нейтронно-физические характеристики рассчитывали с помощью диффузионного многогруппового кода «Арктика». Изменение нуклидного состава определяли с использованием кода РИСК. Рис. 6, табл. 1, список лит. 17 назв.

УДК 661.721:621.039.576

Щ е к л е и н С.Е., Д у б и н и н А.М. **Производство метанола на основе прямоточного газогенератора и ядерного реактора.** — Атомная энергия, 2018, т. 124, вып. 2, с. 76—80.

Представлен ядерно-технологический комплекс для производства жидкого топлива (метанола) из синтез-газа, получаемого в прямоточном газогенераторе из угля бординского месторождения. Требуемая для процесса тепловая энергия подводится от ядерного реактора с жидкотеплоносителем температурой 700 °С. В газогенератор поступает водоугольная суспензия с массовым соотношением уголь:вода 1:4 по спиральному змеевику, размещенному в кольцевой оболочке, в которую подается греющий теплоноситель от ядерного реактора. Составлен материальный и тепловой баланс газогенератора. Синтез-газ на выходе из газогенератора проходит через аппараты для очистки. Метанол получается в циркуляционном реакторе при давлении 3 МПа и температуре 270 °С на медном катализаторе. Мощность ядерного реактора 100 МВт. Производительность комплекса 248 т/сут метанола. Рис. 3, табл. 3, список лит. 8 назв.

УДК 621.039.531

П о р о л л о С.И., В е р е м е е в А.М., К о н о б е е в Ю.В., И в а н о в А.А., Ш у л е п и н С.В. **Исследование длительной прочности облученной нейтронами аустенитной и ферритно-мартенситной стали.** — Атомная энергия, 2018, т. 124, вып. 2, с. 80—86.

Приведены результаты исследования длительной прочности аустенитной и ферритно-мартенситной стали после облучения в БР-10, БОР-60, БН-350, -600. Показано, что облучение стали аустенитного класса (ЭИ-847, ОХ18Н10Т и ЧС-68) существенно сокращает время до разрушения и пластичность. Такое поведение аустенитной стали связано с явлением высокотемпературного радиационного охрупчивания. Нейтронное облучение не ухудшает длительные механические характеристики ферритно-мартенситной стали, они остаются или на уровне необлученного материала (сталь ЭП-823, 05Х12Н2М), или их превышают (сталь ЭП-450). Рис. 6, список лит. 22 назв.

УДК 66.074.48

У с т и н о в О.А., Ш а д р и н А.Ю., Б а т а ш о в М.В., Л и т в и н ю к Л.В., Н и к у л и н С.Л. **Испытания комплексной установки улавливания оксидов азота.** — Атомная энергия, 2018, т. 124, вып. 2, с. 86—90.

Для улавливания оксидов азота, выделяющихся при гидрометаллургической переработке отработавшего топлива реактора БРЕСТ, разработана, изготовлена и испытана установка газоочистки максимальной производительностью 50 м³/ч. Установка использует для улавливания оксидов азота аэрозоли воды, вводимые в газовый тракт, включает емкости для смешения аэрозолей воды с газовым потоком, фильтры грубой и тонкой очистки, аппараты БРУНС и СМОГ. Фильтрующий комплекс (смесительная емкость, фильтры ФСГО и ФАРТОС) обеспечил степень конверсии диоксида азота 72—76% при исходной концентрации 11 г/м³, что подтвердило предположение о возможности применения аэрозольных стекловолокнистых фильтров для его улавливания. При испытаниях комплекс узлов установки обеспечил конверсию диоксида азота на 95,4—98,5% при исходной концентрации 11—50 г/м³.

После усовершенствования конструкции смесительных емкостей и разработки устройства дистанционного извлечения картриджей газоочистных аппаратов испытанная газоочистная установка может быть использована в условиях радиохимического производства. Рис. 1, табл. 3, список лит. 9 назв.

УДК 661.879

С м и р н о в К.М., М о л ч а н о в а Т.В., А к и м о в а И.Д., К р ы л о в а О.К. **Рациональная технология совмещенной переработки силикатных и карбонатных урановых руд.** — Атомная энергия, 2018, т. 124, вып. 2, с. 90—95.

Представлены результаты исследований по переработке карбонатных руд с извлечением урана и молибдена методами автоклавного и атмосферного выщелачивания и сорбционным извлечением ценных компонентов с использованием карбоксильных катионитов и сильноосновных анионитов.

Наиболее устойчивые и высокие показатели по извлечению урана и молибдена в раствор получены при автоклавном выщелачивании со следующими параметрами процесса: давление 12—14 ати, температура ~140 °С, продолжительность обработки пульпы 4—6 ч, исходная концентрация карбоната натрия 40—50 г/дм³. Степень извлечения урана и молибдена в раствор составляла ≥96%. Достигнуто почти полное отделение урана от молибдена на карбоксильных катионитах из бикарбонатных растворов в интервале рН 6,5—7,5. Предложена рациональная технология совместной переработки силикатных и карбонатных руд по единой сорбционной схеме, позволяющая отдельно извлекать уран и молибден с получением аммонийуранилтрикарбоната и парамолибдата аммония. Рис. 3, табл. 3, список лит. 5 назв.

Окончание см. на с. 120