

ЭНЕРГИЯ

ЯДЕРНОГО СИНТЕЗА

В. М. КУЛЫГИН

Из двух принципиальных возможностей получения ядерной энергии — использование реакций деления тяжелых и слияния легких ядер — промышленностью освоена только первая. Эта схема основана на использовании в качестве горючего урана-235, содержание которого в природном уране невелико (~0,71 %). Уран сжигают в легководных реакторах на тепловых нейтронах — реакторах с низкой энергетической эффективностью и малым выгоранием топлива. Специалисты предлагают различные пути увеличения эффективности этого цикла, что однако не решает проблемы. Кардинальным решением считается развитие реакторов на быстрых нейтронах с расширенным воспроизводством ядерного горючего, позволяющих использовать запасы урана-238 и тория.

Предметом настоящей статьи является рассмотрение дополнительного потенциала, который можно ожидать от освоения второй возможности получения ядерной энергии — возможности использования реакций слияния легких ядер.

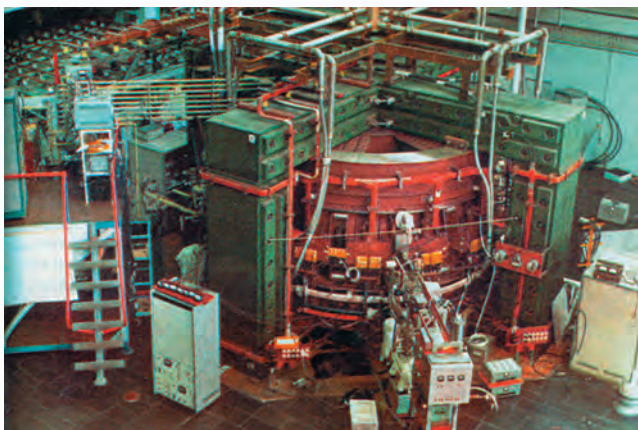
Ядерные реакции синтеза

В таблице приведены реакции синтеза, привлекающие внимание при рассмотрении возможностей практической реализации энергетического реактора.

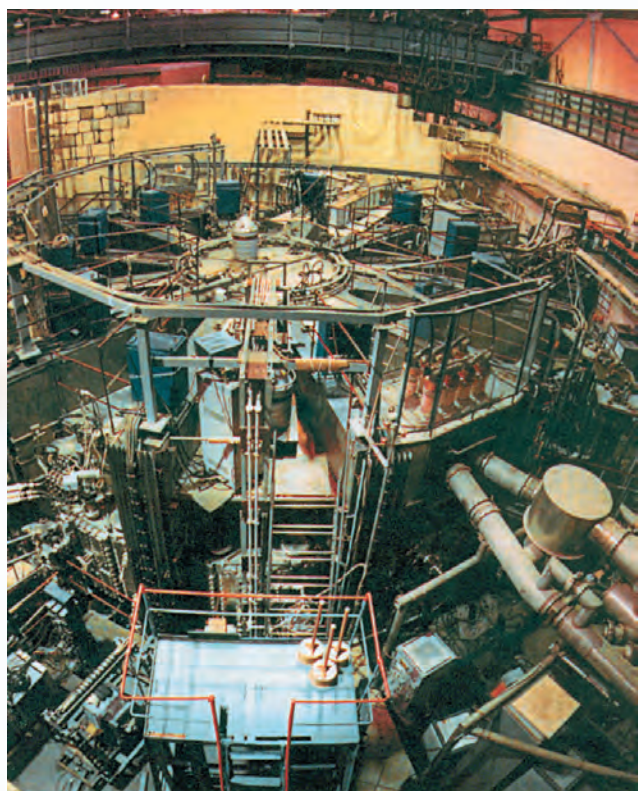
1	$D + T \rightarrow {}^4\text{He} (3,5 \text{ МэВ}) + n (14,1 \text{ МэВ})$	
2	а) $D + D \rightarrow T (1,1 \text{ МэВ}) + p (3,02 \text{ МэВ})$ б) $D + D \rightarrow {}^3\text{He} (0,82 \text{ МэВ}) + n (2,45 \text{ МэВ})$	50 % 50 %
3	$D + {}^3\text{He} \rightarrow {}^4\text{He} (3,6 \text{ МэВ}) + p (14,7 \text{ МэВ})$	
4	$T + T \rightarrow {}^4\text{He} + 2n + 11,3 \text{ МэВ}$	
5	${}^3\text{He} + {}^3\text{He} \rightarrow {}^4\text{He} + 2p + 12,86 \text{ МэВ}$	
6	а) ${}^3\text{He} + T \rightarrow {}^4\text{He} + p + n + 12,1 \text{ МэВ}$ б) ${}^3\text{He} + T \rightarrow {}^4\text{He} (4,8 \text{ МэВ}) + D (9,5 \text{ МэВ})$ в) ${}^3\text{He} + T \rightarrow {}^4\text{He} (0,5 \text{ МэВ}) + n (1,9 \text{ МэВ}) + p (11,9 \text{ МэВ})$	51 % 43 % 6 %
7	$D + {}^6\text{Li} \rightarrow 2 {}^4\text{He} (22,4 \text{ МэВ})$	
8	$p + {}^6\text{Li} \rightarrow {}^4\text{He} (1,7 \text{ МэВ}) + {}^3\text{He} (2,3 \text{ МэВ})$	
9	${}^3\text{He} + {}^6\text{Li} \rightarrow 2 {}^4\text{He} + p + 16,9 \text{ МэВ}$	
10	$p + {}^{11}\text{B} \rightarrow 3 {}^4\text{He} + 8,7 \text{ МэВ}$	

Сечения реакций синтеза зависят от энергии частиц. Эти зависимости имеют порог и максимум. Наличие порога связано с тем, что для осуществления реакции ядра должны преодолеть потенциальный барьер (расталкивание одноименно заряженных частиц), для чего должны обладать соответствующей кинетической энергией. В термоядерном устройстве газ нагревается до необходимой температуры. Кроме того, поскольку кроме положительно заряженных ядер (ионов) в плазме имеются компенсирующие их заряд электроны, приходится нагревать и их. Горячие электроны, взаимодействуя с ионами, интенсивно излучают в рентгеновском диапазоне частот. Потеря энергии из плазмы через это «тормозное» излучение является фактором, ограничивающим возможности зажигания самоподдерживающейся термоядерной реакции при наличии тяжелых ионов. Для реакций с относительно тяжелыми ядрами (7–10 в таблице) следует рассматривать варианты схем с неравновесной плазмой, имеющей специально подобранную функцию распределения, поддерживаемую внешними средствами.

Следует отметить, что термоядерный реактор, построенный по схеме магнитного удержания плазмы, ограничен достижимым давлением плазмы. Это ограничение связано с предельной величиной β отношения давления плазмы к давлению магнитного поля и предельно достижимой на современном уровне развития техники величиной магнитного поля. Поэтому, чтобы с ростом температуры в таком реакторе не росло давление, необходимо уменьшать достижимую плотность плазмы в реакторе, следовательно, реальная интенсивность термоядерной реакции будет иметь максимум на температурной шкале. Для развития схем реакторов с магнитным удержанием, способных работать при больших β , необходимо расширение возможности получения



В 1975 г. в Курчатовском институте вступил в строй крупнейший в то время токамак Т-10. Сегодня программа исследований на Т-10 тесным образом связана с созданием Международного экспериментального термоядерного реактора ИТЭР во Франции



В 1988 г. в Курчатовском институте осуществили пуск токамака третьего поколения — Т-15 со сверхпроводящими магнитами

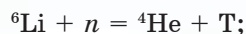
больших магнитных полей. Существует однако еще одно важное ограничение, часто являющееся определяющим при проектировании. Это предельный поток мощности, выносимой нейтронами, заряженными частицами и излучением, который может выдержать первая стенка реактора.

Топливные циклы реакторов синтеза. В настоящее время наибольшее внимание привлекают четыре топливных цикла для реакторов синтеза. Первый цикл, работы по которому продвинулись больше всего, — это слияние ядер дейтерия и трития. В результате реакции получаются нейтрон и ядро ${}^4\text{He}$ плюс 17,6 МэВ энергии. Дейтерий можно добывать из воды во всем мире. Тритий — радиоактивен, в природе отсутствует и получается из лития-6 при облучении его нейтронами.

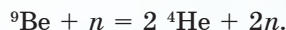
Нужно отметить, что в плазме реального реактора реакция, по которой назван цикл, хотя и доминирует, но сопровождается побочными и вторичными реакциями.

1. D-T реактор. Основная реакция — 1 (в таблице), а побочные — 2 и 4. Кроме того, образующийся в результате одной из ветвей D-D реакции ${}^3\text{He}$, может реагировать с D, ${}^3\text{He}$ и T. Это определяет вторичные реакции — 3, 5 и 6.

Поскольку, тритий нужно производить, облучая нейтронами изотопы лития, реактор должен иметь бланкет, содержащий изотопы лития. При этом будут идти реакции захвата нейтронов (это не термоядерные реакции):



Оба изотопа лития широко распространены в природе (естественное соотношение ${}^6\text{Li} : {}^7\text{Li} = 0,075 : 0,925$). При реакции ${}^6\text{Li}$ с нейтроном происходит выделение энергии, реакция ${}^7\text{Li}$ идет с поглощением энергии. Для размножения нейтронов в бланкет будет добавляться бериллий:



2. D-D реактор. Основная реакция второго цикла — 2 (слияние двух ядер дейтерия) — идет по двум ветвям. В половине случаев получается нейтрон и ядро ${}^3\text{He}$, в другой половине — протон и ядро трития. Ядро трития может далее реагировать с другим ядром дейтерия по первой реакции. Вторичные реакции — 1, 3, 5, 6.

3. D³-He реактор. Третья схема принимает в качестве основной реакцию взаимодействия ядер дейтерия и гелия-3 с выходом протона и ядра обычного гелия-4. На первый взгляд это идеальный случай, поскольку не использует радиоактивного топлива и не дает радиоактивных продуктов реакции. Однако часть ядер дейтерия реагирует друг с другом и может производить в результате небольшое количество радиоактивности.

Основная реакция — 3. Побочная реакция — 2. Вторичные реакции — 1, 5 и 6.

4. ${}^3\text{He}$ - ${}^3\text{He}$ реактор. Четвертая из приведенных здесь схем основывается на реакции между двумя ядрами ${}^3\text{He}$ с получением двух протонов и обычного ядра ${}^4\text{He}$. Это в полном смысле безнейтронная ситуация: ни в исходных, ни в конечных продуктах нет радиоактивности и нет побочных реакций, производящих радиоактивные изотопы. Основная реакция — 5.

Скорости реакций

Ясно, что если исходить только из количества энергии, выделяющейся в одном акте синтеза и предпочтения получать ее в виде кинетической энергии заряженных частиц, выбор ${}^3\text{He}$ - ${}^3\text{He}$ реакции в качестве основной был бы очевиден. В этом случае отсутствуют радиоактивные отходы и не потребуются расходы на замену облученной камеры, в которой протекают термоядерные реакции. Однако большое значение при этом выборе имеют скорости, с которыми реакции протекают. Скорость реакции определяется как произведение ее поперечного сечения на относительную скорость V реагирующих частиц, σV .

На рис. 1 приведены зависимости скорости термоядерных реакций от температуры плазмы. Навысшую скорость имеет D-T реакция, и она может быть «зажжена» при наименьшей температуре ~3 кэВ. Другие реакции требуют для своего зажигания существенно большей температуры плазмы. Для ${}^3\text{He} + {}^3\text{He}$ требуется ~100 кэВ.

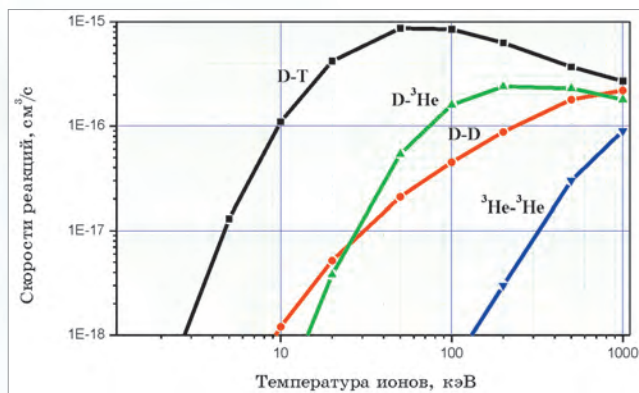


Рис. 1. Скорости термоядерных реакций

Условия зажигания реакций. Можно получить условия поджига той или иной реакции. Эти условия называются критерием Лоусона. Пример таких условий для D-T и D- ${}^3\text{He}$ реакций приведен на рис. 2. По оси абсцисс — температура плазмы в килоэлектронвольтах, а по оси ординат — «тройное произведение» — плотности плазмы на энергетическое время жизни и на

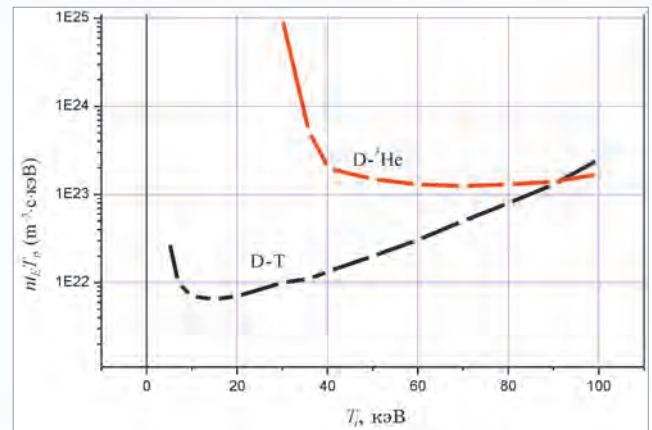


Рис. 2. Условия поджига для D-T и D- ${}^3\text{He}$ термоядерных реакций. Термоядерное «горение» возможно в области, расположенной выше соответствующей кривой

температуру. Видно, что минимально необходимые значения тройного произведения получаются для этих реакций при различных температурах, и условия поджига D-T реакции при оптимальных условиях существенно более легкие.

Из этих кривых видно также, что нужное значение тройного произведения можно обеспечить как увеличивая время удержания при умеренной плотности, так и наращивая плотность при малых временах удержания. Эти две возможности определили два направления развития термоядерных исследований: магнитное удержание и инерционное удержание.

Энергосодержание термоядерного топлива. Напомним удельные энергосодержания используемых в настоящее время видов топлива (в Дж/г): уголь — $3 \cdot 10^4$; нефть — $4,66 \cdot 10^4$; уран — $8,64 \cdot 10^{10}$. Сравним теперь выписанные величины с получающимися для различных термоядерных топливных циклов. D-T реакция: при сгорании одного грамма равнокомпонентной смеси дейтерия и трития выделяется $3,39 \cdot 10^{11}$ Дж/г энергии. 1 г смеси содержит $2,4 \cdot 10^{23}$ ионов. D-D реакция: при сгорании одного грамма дейтерия выделяется $5 \cdot 10^{11}$ Дж/г энергии. D- ${}^3\text{He}$ реакция: при сгорании одного грамма равнокомпонентной смеси дейтерия и гелия-3 выделяется $3,53 \cdot 10^{11}$ Дж/г энергии.

Поскольку в случае использования D- ${}^3\text{He}$ реакции «критичным» является количество необходимого ${}^3\text{He}$, полезно его определить отдельно: для получения 10^9 Дж энергии в D- ${}^3\text{He}$ реакции требуется израсходовать 170 тонн ${}^3\text{He}$. Эта цифра определяет годовой уровень потребности мировой энергетики в ${}^3\text{He}$ при выходе ее на гипотетическое равновесное потребление в 1 Q/год

(10^{21} Дж/год). Сегодня свыше 7 миллиардов человек потребляют в среднем по 19 МВт·ч в год (~0,6 Q в год).

Характерные особенности реакторов синтеза с различными топливными циклами

Важным аспектом для сравнения топливных циклов является форма, в которой происходит выделение энергии. При D-T цикле свыше 80 % энергии выделяется в виде кинетической энергии нейтронов, остальные 20 % делятся между заряженными частицами, циклотронным и тормозным излучениями. Кинетическая энергия нейтронов преобразуется в тепло в процессе их торможения; при этом эти нейтроны (14 МэВ) могут существенно повреждать конструкционные материалы и значительно их активировать.

При D- ^3He цикле нейтронов выходит меньше, причем большинство из них значительно менее энергичны и гораздо большая часть высвобождаемой энергии может быть, в принципе, прямо преобразована в электричество торможением заряженных частиц и через рекуперацию электромагнитного излучения.

Наконец, ^3He - ^3He реакция производит энергию почти полностью в заряженных частицах, которая может быть преобразована прямо в электричество с эффективностью 70–80 %. Полностью отсутствуют нейтроны. Это означает отсутствие радиоактивных отходов после вывода реактора из эксплуатации и вообще любых радиоактивных материалов, с которыми нужно иметь дело в процессе эксплуатации или при аварии.

Любой реактор синтеза независимо от топливного цикла не выделяет парниковых газов. Кроме того, по сравнению с реакторами деления, количество долгоживущих радиоактивных изотопов, порождаемых такими реакторами, гораздо меньше и нет возможности утечки радиоактивных материалов.

Как было сказано раньше, D-T реакция осуществляется при наименьшей температуре, но дает наибольшую радиоактивность. Через 100 лет выдержки после остановки D-T реактора конструкционная сталь такого реактора будет иметь в 1000 раз меньшую активность на кВт·час выделенной мощности, чем у реактора деления. При использовании D- ^3He реакции можно понизить уровень активности еще в 30 раз и, в случае ^3He - ^3He цикла, вообще ни о какой остаточной активности речи нет.

Нейтроны D-T цикла повреждают материалы конструктивных компонентов реакто-

ров так, что их придется заменять через 3–4 полных года работы. Важным преимуществом D- ^3He цикла является то, что такой замены не потребуется в течение всего времени эксплуатации реактора.

Даже при наихудших вариантах аварий на D-T термоядерных электростанциях не будет никаких неприятностей вне производственной площадки. При авариях с D- ^3He реактором — полное отсутствие нужды в эвакуации и вообще отсутствие каких-либо внешних эффектов ^3He - ^3He реакторе.

Возможности термоядерных реакторов в задаче обеспечения земной энергетики

Первый экспериментальный термоядерный реактор ИТЭР, сооружаемый в настоящее время на территории Франции в рамках сотрудничества Европейского сообщества, Китая, России, США, Южной Кореи и Японии, основывается



Так будет выглядеть площадка ИТЭР по завершении его сооружения

Макет основных сооружений на площадке ИТЭР

на D-T топливном цикле. Поэтому есть все основания считать, что именно D-T реакторы будут первыми термоядерными устройствами, которые можно будет использовать для промышленного производства энергии.

Сооружение ИТЭР планируется провести за 12 лет, затем следует период экспериментальной работы, в ходе которой будут получены данные, требующиеся для проектирования демонстрационного прототипа промышленного реактора (ДЕМО), который



Котлован под ИТЭР забетонирован

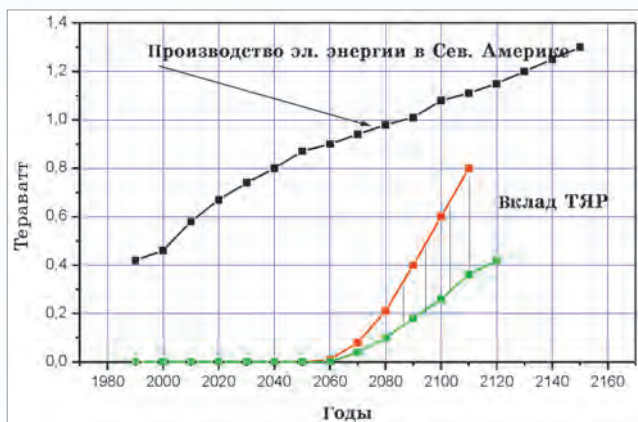


Рис. 3. Прогноз вклада «термояда» в энергетику Северной Америки. Здесь за исходную точку взята 2050 г.

можно считать точкой начала разворачивания термоядерной энергетики.

На рис. 3 показан правдоподобный сценарий развертывания термоядерной энергетики в Северной Америке в терминах уровня мощности производства энергии. Сценарий развертывания термоядерных мощностей характеризуется точкой начала развертывания и характерным временем изменения скорости развертывания. Принято, что начальной точкой явится 2050 г., знаменуемый сооружением установки ДЕМО. Скорость наращивания мощностей принята из французского и канадского опыта развертывания ядерной энергетики на реакторах деления.

Таким образом, из оценок специалистов, анализирующих реальную ситуацию, следует, что заметный вклад в энергетику чисто термоядерные электростанции смогут вносить не ранее 2080–2100 гг.

Однако этот же анализ показывает, что уже на современном уровне развития техники термоядерная реакция может быть использована в так называемых гибридных реакторах, объединяющих возможности деления и синтеза. Практически гибридный реактор — это термоядерный реактор, окруженный бланкетом, содержащим делящийся материал. Получающиеся в результате реакций синтеза нейтроны с энергией в 14 МэВ размножаются в уране посредством реакций деления. При этом используются преимущества обоих процессов и приобретаются дополнительные возможности: урановый бланкет служит «усилителем мощности». В нем происходит наработка ядерного горючего для реакторов деления. Требования к самому термоядерному устройству значительно упро-

щаются: не нужна большая мощность и большие размеры, снижаются нагрузки на первую стенку и т. д. Такой гибрид может служить и просто источником нейтронов для наработки топлива для реакторов деления без требования большой энергетической эффективности. На его основе может строиться удобное управление реактором деления без использования каких-либо подвижных элементов.

Реакторы, основанные на D-³He топливном цикле, по-видимому, будут следующим этапом освоения термоядерных возможностей. Безнейтронность основной реакции и «малонейтронность» цикла дают преимущества этой реакции как с точки зрения радиационных повреждений конструкционных материалов, так и принципиальной возможности повышения энергетической эффективности. Отсутствие на Земле существенных запасов ³He связывает разработку реакторов, базирующихся на этом цикле с освоением внеземных ресурсов.

Связь термояда с освоением внеземных ресурсов

Идея космической экспансии Земной цивилизации, по сути, является продолжением на новом уровне распространения ее на самой планете. Проникновение в Пространство уже началось, но пока еще на уровне исследований, шаги которых содержатся в объявленных программах различных стран.

Скорее всего, внеземное бытие Человека начнется с освоения естественного спутника Земли — Луны, которая станет базой для дальнейшей экспансии и первым внеземным источником сырьевых и энергетических ресурсов. Именно исследования Луны возбудили первоначальный всплеск интереса к D-³He реакторам. В ходе выполнения проекта «Аполлон» было обнаружено, что лунный реголит — пыль, покрывающая слоем от 2 до 5 метров поверхность нашего спутника, содержит большое количество гелия. Источником лунных запасов ³He является солнечный ветер (~ 96 % протонов, ~ 4 % гелия), который примерно в течение 4 миллиардов лет засыпал Луну примерно 500 миллиардами тонн ³He. Низкоэнергичные (~ 3 кэВ) атомы водорода и гелия проникали в материал лунной поверхности на глубину около 100 ангстрем. Однако ³He обнаружен и на глубине до нескольких метров, поскольку поверхность «перекапывалась» метеоритами на протяжении миллиардов лет.

Исследования образцов лунного грунта показали, что содержание гелия в грунте лунных

морей выше, нежели на возвышенных местах и лунных горах. Запасы ^3He на лунной поверхности составляют величину около 1 миллиона тонн, поделенных примерно пополам между морями и возвышенностями. Имея в виду приведенное выше удельное энергосодержание $5,86 \cdot 10^{11}$ Дж/г, можем оценить запас энергии в лунном ^3He : $5,86 \cdot 10^{23}$ Дж или 586 Q.

Помимо гелия в реголите сорбировано большое количество других полезных веществ, да и сам его химический состав достаточно богат. Он приведен в таблице.

Состав реголита в процентах в образцах проб «Луны-16» и «Луны-20»

Элементы	«Луна-20»	«Луна-16»	Элементы	«Луна-20»	«Луна-16»
Si	20,0	20,0	Mg	5,7	5,3
Ti	0,28	1,9	Ca	10,3	9,2
Al	12,5	8,7	Na	0,26	0,32
Cr	0,11	0,20	K	0,05	0,12
F	5,1	13,7			

Отношение удельного энергосодержания к энергозатратам, связанным с добычей и доставкой ^3He с Луны на Землю оценивается как 300:1, в то время как у ископаемых видов топлива это соотношение не превышает 30:1. Несомненно, что капитальные затраты и реальная эффективность использования высвобождаемой энергии приведут к коррекции полных энергозатрат на производство энергии за счет D- ^3He реакции. Однако так же несомненно, что капитальные затраты по созданию обитаемой базы на Луне будут сделаны вне зависимости от организации добычи ^3He , который тогда окажется просто побочным продуктом освоения этой естественной, удобной околоземной орбитальной площадки, с которой будет вестись реальное освоение ресурсов Солнечной системы.

Термоядерный ракетный двигатель — техническая основа космической экспансии

Уже сразу после обнаружения лунных запасов ^3He и возбуждения интереса к D- ^3He реакции, было обращено внимание на чрезвычайное удобство использования ее для создания термоядерного ракетного двигателя. Действительно, все продукты этой реакции — заряженные частицы, удерживаемые магнитным полем. Сформированный поток плазмы, может выбрасываться из ловушки через магнитное сопло со скоростями истечения в сотни раз превышающими до-

стижимые в химических двигателях. При этом можно в поток горячей термоядерной плазмы добавлять дозированно рабочее вещество с большой массой, уменьшая среднюю скорость истечения и увеличивая тягу.

Проведенные оценочные расчеты показали, что D- ^3He термоядерный ракетный двигатель дает возможности, недостижимые для других систем, позволяя варьировать в широких пределах удельный импульс и отношение тяга/вес — важнейшие параметры ракетных двигателей (рис. 4). Именно он дает реальную воз-

можность осуществления дальних пилотируемых полетов с необходимой полезной нагрузкой и приемлемые сроки. Недаром на Первом симпозиуме по D- ^3He была высказана мысль о том, что Синтез для космических полетов явится тем же, чем для подводного флота стало Деление.

В заключение можно сказать, что трудные проблемы, стоящие перед

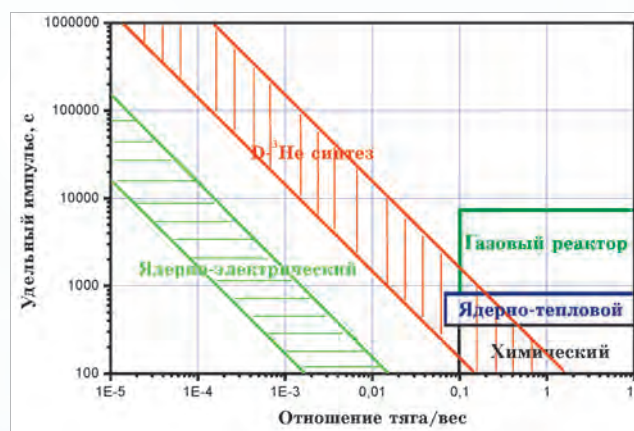


Рис. 4. D- ^3He ТЯРД дает возможности, недостижимые для других систем

населением Земли, будучи осознаны, вполне разрешимы. И чем большее число средств для их разрешения имеется в нашем распоряжении, тем удобнее будет справиться с подобными задачами.

КУЛЫГИН Владимир Михайлович — зам. директора Института водородной энергетики и плазменных технологий, НИЦ «Курчатовский институт», кандидат физ.-мат. наук, доцент