

МАТЕРИАЛЫ И ТЕХНОЛОГИЯ ДЛЯ НОВЫХ ИСТОЧНИКОВ ЭНЕРГИИ

УДК 621.039.05; 621.039.06; 539.1

³НЕ КАК ИСТОЧНИК ТЕРМОЯДЕРНОЙ ЭНЕРГИИ: МАЛОРАДИОАКТИВНЫЙ СИНТЕЗ И БОЛЬШИЕ ВОЗМОЖНОСТИ

© 2020 г. С. В. Рыжков*

^aМосковский государственный технический университет имени Н.Э. Баумана
(национальный исследовательский университет), Москва, 105005 Россия

*E-mail: svryzhkov@bmstu.ru

Поступила в редакцию 05.06.2020 г.

После доработки 05.06.2020 г.

Принята к публикации 05.06.2020 г.

Рассмотрен D–³He (дейтерий–гелий-3) топливный цикл, который представляет компромиссный вариант для термоядерного синтеза – экологически чище, чем D–T (дейтерий–третий), практически как безнейтронная p–¹¹B (протон–бор-11) реакция. Интерес к таким малорадиоактивным топливам проявляют венчурные компании, финансируемые из частных источников. Приведен обзор параметров и типов удержания плазмы в подобных планируемых энергетических реакторах и установках. Обсуждаются вопросы добычи гелия-3, в работе также проведена оценка запасов изотопа гелия-3 на планете Земля. Рассмотрены разные возможные приложения малорадиоактивных и безнейтронных реакций и топливных циклов.

Ключевые слова: дейтерий–гелий-3, безнейтронная энергетика, малорадиоактивное топливо, термоядерный источник, энергетическая установка

DOI: 10.1134/S2079562919050178

ВВЕДЕНИЕ

Условия зажигания термоядерной D–T-реакции ($D + T \rightarrow n$ (14.1 МэВ) + ${}^4\text{He}$ (3.5 МэВ)) наиболее легкие, что определяет ее в качестве безусловного лидера топливного цикла первых термоядерных реакторов [1–3]. Серьезный недостаток D–T-реакции – высокоэнергетичные нейтроны, на которые приходится 80% выделяемой энергии. В реакции $D + {}^3\text{He} \rightarrow p$ (14.68 МэВ) + ${}^4\text{He}$ (3.67 МэВ) не рождаются нейтроны, что делает ее потенциально привлекательной с точки зрения малорадиоактивного термоядерного реактора.

В недрах и атмосфере Земли необходимые для мировой энергетики запасы изотопа ³He отсутствуют. Достаточные для соответствующей энергетики запасы имеются в грунте Луны (реголите). Если недавно объявленные планы ряда стран (Китай, Евросоюз, Россия, США, Япония) по созданию баз на Луне и промышленному освоению ее недр начнут реализовываться, то в ближайшем будущем возникнет острая необходимость в проекте промышленного D–³He-реактора [4–9]. Поэтому большие запасы ³He на Луне и в солнечной системе и сам лунный гелий-3 – это предмет растущего международного интереса. Хотя на данный момент ³He достаточно как топлива для проведения инженерных тестовых программ. Практически все резервы ³He в США переданы для

нужд национальной безопасности, т.к. ³He-нейтронные детекторы – очень эффективные и чувствительные к гамма-лучам, что делает Россию страной с наибольшими запасами ³He. Такие частные компании, как Tri-Alpha Energy, Helion Energy, General Fusion Inc., EMC2 Energy Matter Conversion Corporation и Lawrenceville Plasma Physics Inc. [10–14] проявляют интерес к так называемым малорадиоактивным или безнейтронным реакциям.

Различные проекты частных компаний по созданию прототипов термоядерных реакторов приведены в табл. 1. Первые две установки относятся к стационарным, остальные – к импульсным системам. Типы удержания плазмы: ИЭ – инерционно-электростатическое, МИ – магнитно-инерционное, М – магнитное удержание, ПФ – плазменный фокус. Отметим, что эти проекты направлены не только на разработку энергетических установок, но и медицинской техники.

Наличие полоидальной и тороидальной составляющих магнитного поля в конфигурациях компактный тор (рис. 1) и комбинированный компактный тор (сферомак) представлены в табл. 2.

Таблица 1. Основные параметры, реакции и типы удержания плазмы в планируемых реакторах

Компания	Диаметр плазмы, м	Удержание	Реакция	Мощность, МВт
Convergent Scientific	~10	ИЭ	$p-^{11}\text{B}$	225
Energy/Matter Conversion Corporation (EMC2)	~10	ИЭ	$p-^{11}\text{B}$	100
General Fusion	3	МИ	D-T	100
Helion Energy (MSNW)	16	МИ	D-D	50
Lockheed Martin Skunk Works	~10	М	D-T	100
Lawrenceville Plasma Physics (LPP)	~0.15	ПФ	$p-^{11}\text{B}$	5
Magneto-Inertial Fusion Technologies Inc. (MIFTI)		МИ		
Sorloх	~1	МИ	D-D	~1
Tri Alpha Energy	18	МИ	$p-^{11}\text{B}$	100

Таблица 2. Свойства конфигураций компактный тор

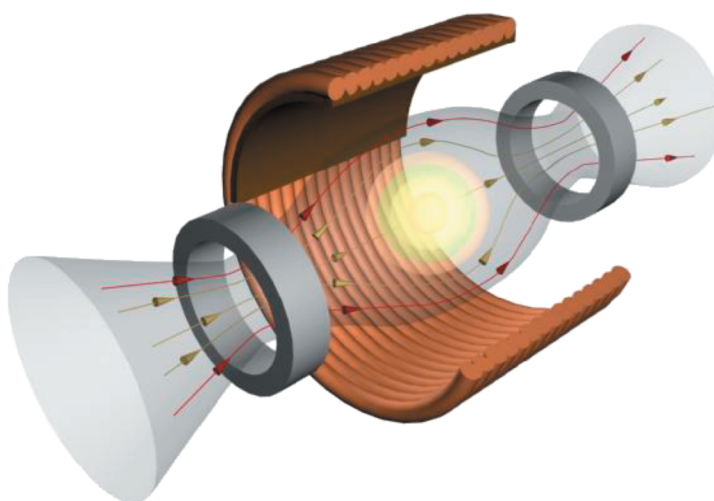
Плазмoид	Аксиальная симметрия	Полоидальное магнитное поле	Тороидальное магнитное поле
Компактный тор	Да	Да	Нет
Сферомак	Да	Да	Да

ПЕРСПЕКТИВНЫЕ РЕАКЦИИ СИНТЕЗА

Наряду с основными термоядерными реакциями существуют перспективные термоядерные реакции, иногда называемыми экзотическими, на основе которых возможно организовать без-нейтронные циклы производства энергии.

Традиционно рассматриваемая для термоядерной энергетики D–T-реакция имеет среди продуктов синтеза нейтроны, а на сегодняшний день не существует конструкционных материалов, способных сохранять механические свойства

в условиях нейтронных потоков на первую стенку D–T-реактора в течение нескольких десятков лет. Так как тритий является быстро распадающимся изотопом (период полураспада 12 лет), то для поддержания топливного баланса D–T-цикла требуется воспроизводящий тритий бланкет. Разработка технологий бланкета в программах создания ДЕМО-реакторов занимает несколько десятков лет. Еще один важный фактор, влияние которого сейчас особенно возросло, – контроль за нераспространением ядерных технологий. Это может представлять определенные препятствия

**Рис. 1.** Сферическая плазма системы компактный тор с центральным соленоидом и запирающими пробками.

для развертывания D–T-энергетики, так как высокоэнергетичные D–T-нейтроны пригодны для производства ядерных материалов. Возможно, D–T-реакция будет использована в управляемом источнике нейтронов гибридного реактора [15, 16], в котором основная энергия выделяется при делении тяжелых изотопов в бланкете. Такие реакторы могут быть созданы практически при сегодняшнем уровне термоядерных систем. Так как уровень радиационной опасности “чистого” термоядерного D–T-реактора сравним с уровнем гибридных схем (синтез + деление), то при уровне технических проблем на пути реализации первого гибридные системы могут оказаться более конкурентоспособными.

Но организовать на основе D– ^3He -реакции полностью безнейтронный цикл производства энергии невозможно, так как в плазме, содержащей дейтерий, параллельно протекают реакции $D + D \rightarrow n$ (2.45 МэВ) + ^3He (0.817 МэВ) и $D + D \rightarrow p$ (3.02 МэВ) + T (1.01 МэВ), в которых рождаются нейтроны и ядра трития. Последние, взаимодействуя с ядрами дейтерия, дают D–T-нейтроны. Таким образом, D– ^3He -цикл включает 4 реакции, среди которых D– ^3He -реакция – основная по выделяемой мощности. Выход энергии в нейтронах составляет 3–10% в зависимости от доли сгорания трития и других параметров. При уровне нейтронных потоков из плазмы D– ^3He -реактора срок эксплуатации первой стенки около 30 лет, т.е. практически равен сроку эксплуатации реактора.

В недрах и атмосфере Земли необходимые запасы изотопа ^3He отсутствуют. Достаточные для соответствующей энергетики запасы имеются в грунте Луны (реголите). Если недавно объявленные планы ряда стран (Китай, Евросоюз, Россия, США, Япония) по созданию баз на Луне и промышленному освоению ее недр начнут реализовываться, то в ближайшем будущем возникнет острая необходимость в проекте промышленного D– ^3He -реактора. Сегодня безусловными лидерами термоядерных систем являются токамаки, как по достижениям, так и по затратам на исследования. Достижение высокой эффективности производства энергии в D– ^3He -реакторе на основе классического токамака ограничено низкими значениями параметра β (β – отношение давления плазмы к магнитному давлению).

Для D– ^3He -реактора желательно $\beta \cong 0.5$, в то время как, например, в токамаках $\beta \sim 0.1$. Высокие β необходимы для снижения циклотронных потерь (за счет снижения магнитного поля в плазме) при технически достижимых коэффициентах отражения циклотронного излучения стенкой.

Если не рассчитывать на доставку гелия-3 с Луны, то в качестве альтернативы можно рас-

сматривать катализированные D–D-циклы. Они также включают четыре основные реакции. В этом случае первичным топливом является только легко доступный дейтерий, не нужен воспроизводящий топливо бланкет. Выход энергии в нейтронах от 30 до 35%, что сравнимо с D–T-реактором. Энергии нейтронов недостаточны для использования в гибридных схемах.

Возможны варианты D– ^3He -цикла с наработкой гелия-3 в реакторе. Такие циклы сочетают как наработку гелия-3 в плазме, так и наработку при распаде трития, получаемого в бланкете. При этом возможно организовать цикл с основной D– ^3He -реакцией при уровне выхода в нейтронах 10–15%. Минимальный нейтронный выход может быть получен при удалении трития из плазмы при использовании системы селективной откачки. Такие циклы, в принципе, позволяют решить проблему первой стенки. Существенный недостаток – необходимость манипуляций со значительными количествами трития.

Реакция $p + ^{11}\text{B} \rightarrow ^4\text{He} + 8.681 \text{ МэВ}$ позволяет организовать безнейтронный цикл производства энергии, обеспеченный топливными ресурсами. К сожалению, из-за низкой скорости p – ^{11}B -реакции перспективы ее эффективного использования не вполне могут быть определены при сегодняшнем уровне знаний. По крайней мере, для p – ^{11}B -реактора с магнитным удержанием необходима ловушка с $\beta \sim 1$. Существует еще несколько реакций, которые, в принципе, могут рассматриваться в сравнении с основными реакциями. Это реакции дейтерия с литием-6 (выход в нейтронах в D– ^6Li -циклах на уровне катализированного D–D-цикла, условия зажигания более жесткие), дейтерия с бериллием-7 (^7Be радиоактивен, быстро распадается), безнейтронные реакции протона с ^6Li и ^9Be (скорости значительно ниже, чем p – ^{11}B -реакции), реакция $^3\text{He} + ^3\text{He} \rightarrow p + p + ^4\text{He} + 12.86 \text{ МэВ}$. Последняя сравнительно часто обсуждается в связи с проблемой безнейтронного синтеза, но ее скорость крайне низка.

Кроме того, возможно комбинирование перечисленных выше реакций. При использовании p – ^6Li -реакции может быть осуществлен топливно-энергетический D– ^3He – ^6Li -цикл. Реакция дейтерия с гелием-3 имеет максимальную удельную мощность выделения энергии после дейтерий–тритиевой реакции. Положительный выход для зажигания реакции и поддержания горения (коэффициент усиления мощности ~ 10) в D– ^3He -плазме может быть достигнут при $\sim 50 \text{ кэВ}$. Таким образом, для малорадиоактивных термоядерных реакторов D– ^3He -топливо выглядит наиболее перспективно.

При анализе эффективности D– ^3He -реакторов на основе этих систем необходимы математи-

Таблица 3. Состав газа месторождений Восточной Сибири и Якутии

Месторождение	Основные компоненты, %				
	Метан	Азот	Гелий	Этан	C3–C6
Ковыктинское	91.39	1.52	0.28	4.91	1.78
Чаяндинское	85.48	6.44	0.5	4.57	2.58
Юрубчено-Тохомское	81.11	6.39	0.18	7.31	5.06
Среднеботуобинское	88.61	2.93	0.2–0.6	4.95	3.12
Собинско-Пайгинское	67.73	26.29	0.6	3.43	1.55

ческие модели, объединяющие максимально подробное описание различных процессов в плазме применительно к рассматриваемой магнитной конфигурации. Такие интегрированные модели термоядерной плазмы были созданы в МГТУ им. Н.Э. Баумана. На их основе были созданы численные коды, позволяющие рассчитывать как элементарные процессы на кинетическом уровне или уровне отдельных частиц, так и интегральные параметры плазмы и магнитной системы реактора.

Для рабочих температур реакторов на альтернативном топливе выполнены расчеты тормозного излучения релятивистских электронов и получены аппроксимирующие формулы [17]. Для расчетов нагрева компонентов плазмы термоядерными продуктами и инжектируемыми быстрыми частицами была разработана кинетическая модель на основе уравнения Фоккера–Планка, учитывающая кулоновские и упругие ядерные столкновения, а также участие продуктов во вторичных реакциях. Для расчетов аномального транспорта были разработаны модели транспорта отдельных частиц под действием заданных возмущений, электромагнитных дрейфовых неустойчивостей, а также нелинейного насыщения структур дрейфовой турбулентности.

ЗАПАСЫ ИЗОТОПА ГЕЛИЯ-3 НА ЗЕМЛЕ

Перейдем к оценке запасов изотопа гелия-3. На месторождениях Юго-Западной Якутии сосредоточено свыше 30 процентов запасов гелия в стране (табл. 3 – по данным [18]). По расчетам, при достижении в 2020 году годовой добычи природного газа на Чаяндинском месторождении в 15 млрд кубометров объем реализации чистого сжиженного гелия может достигнуть 15.2 млн кубов.

Ориентировочные энергозатраты на выделение гелия (низкотемпературная сепарация (НТС) или промысловая низкотемпературная ректификация (ПНТР), которая обеспечивает более высокие степени извлечения ценных компонентов из природного газа) из газов, содержащих 0.02; 0.05; 0.35% гелия, составляют 250, 100 и 18 кВт ч/куб. м соответственно.

При единичной $D-^3\text{He}$ реакции синтеза (термоядерного слияния атомов дейтерия и гелия в пропорции 1 : 1) выделяется энергия 18.3 МэВ ($3 \cdot 10^{-12}$ Дж), т.е. при сжигании одной тонны гелия-3 получаем такой же энергетический выход $18.3 \cdot 10^6 \times 1.6 \cdot 10^{-19} \times 2 \cdot 10^{29} = 59 \cdot 10^{16}$ Дж, как при сжигании 15.5 млн тонн нефти! При цене нефти ~130 долларов за баррель, 15.5 млн тонн стоят 15 млрд долларов. Одна тонна гелия-3 даст столько же энергии, сколько нефть ценой 15 млрд долларов. Гелий-3 по цене 1 млрд долларов за тонну соответствует цене нефти в 9 долларов за баррель. То есть, цена за тонну гелия-3 в 10 млрд долларов вполне приемлема.

Если все газовые запасы в Восточной Сибири и Якутии принять за 30 трлн. м^3 (предположим гелия в них 1% по объему, хотя заметим сразу, что не все они содержат большой процент гелия-3), то для $^3\text{He}/^4\text{He} = 0.7 \cdot 10^{-6}$ один кубометр газа содержит $0.005 \times 0.7 \cdot 10^{-6} = 3.5 \cdot 10^{-9} \text{ м}^3 \text{ } ^3\text{He}$. Тогда $30 \cdot 10^{12} \times 0.35 \cdot 10^{-8} = 10^5 \text{ м}^3$ или $1.5 \cdot 10^4 \text{ кг} \sim 15$ тонн! Только на Востоке России, а с учетом резервов и ресурсов других стран (Австралия, Алжир, Канада, Китай, США и Япония) получаем достаточное количество гелия-3 для ДЕМО и первых пусков ПТЭ (промышленная термоядерная электростанция). Возможные земные и межпланетные источники гелия-3 приведены в табл. 4 с учетом данных [19–21], при этом атомный состав космоса оценивается как 93.4% водорода и 6.5% гелия, причем $^3\text{He}/^4\text{He} \sim 140 \cdot 10^{-6}$.

ПРИМЕНЕНИЕ МАЛОРАДИОАКТИВНОГО ТОПЛИВА И КОМПАКТНЫХ СИСТЕМ

Получаемая в сочетании улучшенного топлива и компактной системы плазма может быть использована в качестве мишени в магнитно-инерциальном синтезе – варианте термоядерной схемы с предварительно замагниченной мишенью [22–24]. Эта схема основана на общей идее сжатия и нагрева высокоскоростными плазменными струями (или лазерными пучками) мишени, состоящей из предварительно сформированной замагниченной плазмы и “замороженного” маг-

Таблица 4. Земные и межпланетные источники гелия-3

Образец	Содержание гелия (объем $\cdot 10^{-6}$)	${}^3\text{He}/{}^4\text{He}$ (атом $\cdot 10^{-6}$)	Потенциал ${}^3\text{He}$, кг
Атмосфера	5.24	1.4	$4 \cdot 10^6$
Газ мантии	—	11–21	3/год
Природный газ США:			
Запасы	10^6	0.2	29
Резервы	3000	0.2	187
Ресурсы	Содержание гелия, мкг/г		
Солнечный ветер	$1.4 \cdot 10^5$ ионов/ м^3	480	$3 \cdot 10^7$ ионов/ $\text{м}^2\text{с}$
Поверхность Луны:			
Впадины	30 (20% поверхности, 5 м глуб.)	400	$6 \cdot 10^8$
Горы	7 (80% пов-сти, 10 м глубина)	400	$5 \cdot 10^8$
Юпитер	$(2.2\text{--}3.5) \cdot 10^5$	140	$7 \cdot 10^{22}$
Сатурн	$(2.2\text{--}3.5) \cdot 10^5$	140	$2 \cdot 10^{22}$

нитного поля в плазме [25–27]. Важным моментом является импульсный характер слияния замагниченных мишеней. В этом случае могут развиваться не все возможные плазменные неустойчивости, а только те, которые быстро растут со временем. Для изучения физико-технических свойств предложенной схемы используется осесимметричная вычислительная модель.

Плазменная конфигурация генерируется слиянием двух плазменных колец, несущих магнитное поле (рис. 2). Плазменные пушки запускают струи со скоростью несколько десятков метров в секунду, в то время как плазменные струи сжимают плазменное образование почти адиабатически. Идея использования замагниченной плазмы, полученной в таких условиях, включая конфигурацию с обратным полем или сфермак, заключается в бесконтактном введении плазмы путем слияния компактных тороидов, выпущенных с периферии вакуумной камеры.

И хотя в настоящее время большинство усилий магнитного термоядерного сообщества посвящены только одному главному приложению — созданию термоядерной электрической станции. В этой связи необходимо найти применение термоядерным нейтронам и в первую очередь они могут выполнять роль драйвера для докритических ядерных энергетических систем — термоядерно-ядерный гибридный реактор. Такая система также может использоваться для трансмутации долго живущих радиоактивных отходов и наработки ядерного топлива для вспомогательных ядерных систем [28–30].

В сочетании с низкотурбулентной плазмой они могут быть использованы в качестве тестовых установок, в том числе для поддержания

токамака (например, подпитка). Другие прикладные направления компактных систем также очень привлекательны. Они могут использоваться в качестве источника протонов и нейтронов, в технологии материалов, для изучения взаимодействия плазма-стенка, для подпитки токамаков и для тестирования основных наиболее нагруженных элементов конструкций.

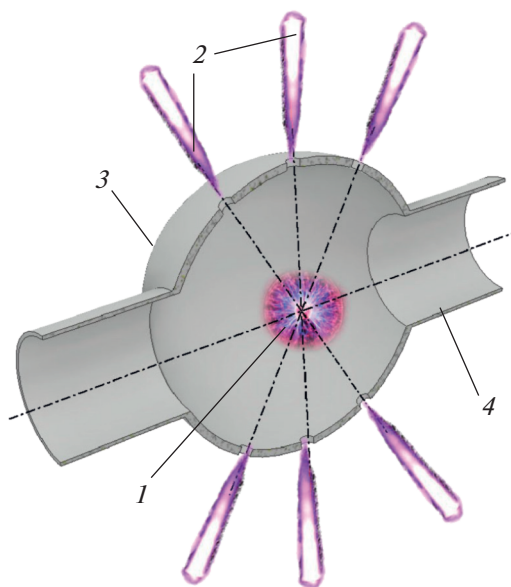


Рис. 2. Схема сжатия компактного плазмоида высокоскоростными плазменными струями: 1 — замагниченный тороид; 2 — плазменные струи; 3 — камера сжатия; 4 — транспортная камера, связанная с камерой формирования конфигурации.

ВЫВОДЫ

Реактор на $D-^3He$ -топливе принято называть малонейтронным или малорадиоактивным. Приведенное исследование направлено на анализ перспективных термоядерных систем с высоким β – энергетических реакторов, ракетных двигателей и систем магнитно-инерциального синтеза [31–33].

Формирование компактных энергетических установок также крайне важно для понимания динамики плазмы в солнечной короне и астрофизических струях. Таким образом, компактные тороидальные системы вместе с малонейтронным топливом являются безлимитным источником чистой энергии и различных приложений в будущем. Понять процессы, происходящие в магнитных ловушках с обращенным полем, комбинированных (магнитно-инерциальных) конфигурациях, гибридных (термоядерно-ядерных) системах и роль малорадиоактивного топлива в них критически необходимо для энергетики будущего.

БЛАГОДАРНОСТИ

Результаты исследования частично получены в рамках выполнения государственного задания Министерства науки и высшего образования Российской Федерации (Минобрнауки России) №. 0705-2020-0044.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ/REFERENCES

1. Kukulín V.I., Voronchev V.T. // Phys. At. Nucl. 2010. V. 73. P. 1376–1383
2. Кузенов В.В. // Ядерная физика и инжиниринг. 2016. Т. 7. С. 342–346 [Kuzenov V.V. // Phys. At. Nucl. 2017. V. 80. P. 1683–1686].
3. Курнаев В.А., Воробьев Г.М., Николаева В.Е. и др. // Ядерная физика и инжиниринг. 2019. Т. 10. С. 24–27 [Kurnaev V.A., Vorobyov G.M., Nikolaeva V.E. et al. // Phys. At. Nucl. 2019. V. 82. P. 1329–1331].
4. Khvesyuk V.I., Ryzhkov S.V., Santarius J.F. et al. // Fusion Technol. 2001. V. 39. No. 1. T. P. 410–413.
5. Кузенов В.В., Лебо А.И., Лебо И.Г., Рыжков С.В. Физико-математические модели и методы расчета воздействия мощных лазерных и плазменных импульсов на конденсированные и газовые среды. 2015. Москва: МГТУ им. Н.Э. Баумана.
6. Ryzhkov S.V. // Fusion Sci. Technol. 2007. V. 51. No. 2. T. P. 190–192.
7. Ryzhkov S.V. // Sustainable Cities Soc. 2015. V. 14. P. 313–315.
8. Ryzhkov S.V. // Fusion Sci. Technol. 2005. V. 47. No. 1T. P. 342–344.
9. Рыжков С.В., Чирков А.Ю. Системы альтернативной термоядерной энергетики. 2017. Москва: Физматлит.
10. <https://tae.com>.
11. <https://www.helionenergy.com>.
12. <https://generalfusion.com>
13. www.emc2fusion.org
14. <https://lppfusion.com>
15. Азизов Е.А., Ананьев С.С., Беляков В.А. и др. // ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез. 2015. Т. 38. № 2. С. 5–18 [Azizov E.A., Ananyev S.S., Belyakov V.A. et al. // Phys. At. Nucl. 2016. V. 79. P. 1125–1136].
16. Chirkov A.Yu., Ryzhkov S.V., Bagryansky P.A., Anikeev A.V. // Fusion Sci. Technol. 2011. V. 59. No. 1T. P. 39–42
17. Ryzhkov S.V. // Fusion Sci. Technol. 2009. V. 55. No. 2T. P. 157–161.
18. Тимошилов В.П. // Нефтегазовая вертикаль. 2006. No. 7; Mastepanov A.M., Timoshilov V.P., Shelekhov D.Yu. // Int. Gas Union World Gas Conf. Papers. 2009. V. 6. P. 4465–4474.
19. Kulcinski G.L. et al. // Fusion Technol. 1992. V. 21. P. 2292–2315.
20. Bathke C.G. et al. // Fusion Eng. Design. 1997. V. 38. P. 59–74.
21. Schmitt H.H. Return to the Moon: Exploration, Enterprise and Energy in the Human Settlement of Space. 2005. Berlin: Springer.
22. Гасилов В.А., Захаров С.В., Смирнов В.П. // Письма в ЖЭТФ. 1991. Т. 53. No. 2. С. 83–86; Aleksandrov V.V., Branitski A.V., Gasilov V.A. // Plasma Phys. Control. Fusion 2019. V. 61. P. 035009.
23. Рыжков С.В. // Известия РАН. Сер. физ. 2014. Т. 78. No. 5. С. 647–653. [Ryzhkov S.V. // Bull. Russ. Acad. Sci. Phys. 2014. V. 78. P. 456–461].
24. Chirkov A.Yu., Ryzhkov S.V. // J. Fusion Energy. 2012. V. 31. P. 7–12.
25. Asle Zaeem A., Ghafoori Fard H., Sadighzadeh A., Habibi M. // Plasma Phys. Rep. 2018. V. 44. No. 3. P. 378–386.
26. Mozgovoy A.G., Romadanov I.V., Ryzhkov S.V. // Phys. Plasmas. 2014. V. 21. P. 022501.
27. Ryzhkov S.V., Chirkov A.Yu., Ivanov A.A. // Fusion Sci. Technol. 2013. V. 63. No. 1T. P. 135.
28. Ryzhkov S.V., Khvesyuk V.I., Ivanov A.A. // Fusion Sci. Technol. 2003. V. 43. No. 1T. P. 304.
29. Рыжков С.В. // Прикладная физика. 2010. No. 1. С. 47–54 [Ryzhkov S.V. // Plasma Phys. Rep. 2011. V. 37. P. 1075–1081].
30. Ковальчук М.В., Ильгисонис В.И., Кулыгин В.М. // Природа. 2017. No. 12 (1228). С. 33–44; Арсенин В.В., Жильцов В.А., Кулыгин В.М., Обрезков О.И., Переславцев А.В., Спицын А.В. // ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез. 2018. Т. 41. № 2. С. 13–22.
31. Ryzhkov S.V., Kuzenov V.V. // Zeitschr. Angew. Math. Phys. 2019. V. 70. P. 46.
32. Рудинский А.В., Ягодников Д.А. // Теплофиз. выс. темп. 2019. Т. 57. С. 777–785 [Rudinskiy A.V., Yagodnikov D.A. // High Temp. 2019. V. 57. P. 753–760].
33. Belyaev V.S., Vinogradov V.I., Matafonov A.P. et al. // Phys. At. Nucl. 2009. V. 72. P. 1077–1098.

Helium-3 as a Perspective Fuel for Power Generation through Aneutronic Thermonuclear Fusion

S. V. Ryzhkov*

Bauman State Technical University, Moscow, 105005 Russia

**e-mail: svryzhkov@bmstu.ru*

Received June 5, 2020; revised June 5, 2020; accepted June 5, 2020

Abstract—The aneutronic $\text{D}^3\text{—He}$ (deuterium—helium-3) fuel cycle is considered as a viable alternative to D—T (deuterium—tritium) fusion since it is ecologically much safer than the latter. It is practically as safe as the aneutronic $\text{p—}^{11}\text{B}$ (proton—boron-11) reaction. The interest to aneutronic fuel cycles as perspective sources of thermonuclear energy is largely shown by privately-financed venture companies. The plasma-confinement techniques to be employed in planned $\text{D—}^3\text{He}$ thermonuclear reactors and their parameters are reviewed. The problem of helium-3 mining is discussed, and its terrestrial abundance is estimated. Possible applications of weakly-radioactive and aneutronic reactions and fuel cycles are considered.

Keywords: deuterium—helium-3, aneutronic power generation, weakly-radioactive fuel, thermonuclear source, power plant