

СРАВНИТЕЛЬНЫЙ АНАЛИЗ ЭНЕРГОБАЛАНСА D-³HE-ПЛАЗМЫ В ЗАМКНУТЫХ ТЕРМОЯДЕРНЫХ МАГНИТНЫХ ЛОВУШКАХ

С.В. Рыжков¹, В.А. Рудаков², А.Ю. Чирков¹

¹Московский государственный технический университет имени Н.Э. Баумана,
Москва, 105005, 2-ая Бауманская ул., 5

²Институт физики плазмы ННЦ Харьковский физико-технический институт,
Харьков, 61108, ул. Академическая, 1

Аннотация

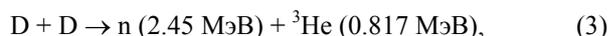
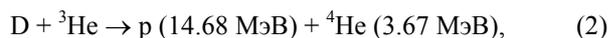
Рассматриваются системы магнитного удержания высокотемпературной плазмы с замкнутыми силовыми линиями, которые на данный момент занимают лидирующие позиции при изучении физики управляемого термоядерного синтеза. Представлены схема энергетического баланса термоядерной D-³He-плазмы и основные характеристики реакторов, которые являются замкнутыми ловушками по способу удержания плазмы. Приведено сравнение концептуальных проектов на основе классических токамака и стелларатора, сферического токамака и компактного тора.

COMPARATIVE ANALYSIS OF THE POWER BALANCE FOR D-³HE FUSION PLASMA IN CLOSED MAGNETIC TRAPS

This paper reports on a comparative analysis of the magnetic fusion energy systems based on aneutronic D-³He fuel. The power balance for a reactor is described for plasma confinement inside closed field lines (region called separatrix). Numerical model of the fusion power density energy balance condition is considered for the closed magnetic traps (tokamak, spherical tokamak, stellarator, and compact toroid). D-T, D-³He, and D-D (catalyzed) fuel cycles are discussed. The conceptual designs use a D-³He fuel cycle and require advances in technology and physics for economical attractiveness. Neutronic aspects and main parameters are presented. Results from the systems analysis are summarized, and a comparison with the D-T-fueled tokamaks is included. The application of the plasma and engineering physics to the D-³He fuel cycle, however, is expected to produce a design that is competitive with fissile and fossil power plants.

1. ВВЕДЕНИЕ

С точки зрения производства энергии в термоядерном реакторе из многих известных реакций синтеза [1] (см. также таблицу 1) наибольший представляют интерес следующие реакции:



В таблице 1 наряду с перечисленными выше основными реакциями приведены перспективные термоядерные реакции, иногда называемыми экзотическими, на основе которых возможно организовать безнейтронные циклы производства энергии.

Условия зажигания D-T-реакции (1) наиболее легкие, что определяет ее в качестве безусловного лидера топливного цикла первых термоядерных реакторов. Серьезный недостаток D-T-реакции – высокоэнергетичные нейтроны, на которые приходится 80 % выделяемой энергии. Сегодня не существует конструкционных материалов, способных сохранять механические свойства в условиях нейтронных потоков на первую стенку D-T-реактора в течение более чем 3–5 лет. Так как тритий является быстро распадающимся изотопом (период полураспада 12 лет), то для поддержания топливного баланса D-T-цикла требуется воспроиз-

изводящий тритий бланкет. Разработка технологий blankets в программах создания ДЕМО-реакторов занимает более 15 лет [2]. Еще один важный фактор, влияние которого сейчас особенно возросло, – контроль за нераспространением ядерных технологий. Это может представлять определенные препятствия 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, в котором основная энергия выделяется при делении тяжелых изотопов в blanketе. 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.

В реакции (2) не рождаются нейтроны, что делает ее потенциально привлекательной с точки зрения малорадиоактивного термоядерного реактора. Но организовать на ее основе полностью безнейтронный цикл производства энергии невозможно, так как в плазме, содержащей дейтерий, параллельно протекают реакции (3) и (4), в которых рождаются нейтроны и ядра трития. Последние, взаимодействуя с ядрами дейтерия, дают D-T-нейтроны. Таким образом, D-³He-цикл включает реакции (1)–(4), среди которых реакция (2) – 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 $\beta \gtrsim 0.5$, 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 рассматривать катализируемые D–D-циклы. Они также включают реакции (1)–(4); основные реакции – (3) и (4). В этом случае первичным топливом является только легко доступный дейтерий, не нужен воспроизводящий топливо бланкет. Выход энергии в нейтронах 30–35 %, 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 [3–5]. 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 реакцией (2) 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 $p + {}^{11}\text{B} \rightarrow 3{}^4\text{He} + 8.681 \text{ МэВ}$ позволяет организовать безнейтронный цикл производства энергии, обеспеченный топливными ресурсами. К сожалению, из-за низкой скорости p–¹¹B-реакции перспективы ее эффективного использования не вполне могут быть определены при сегодняшнем уровне знаний. По крайней мере, для p–¹¹B-реактора с магнитным удержанием необходима ловушка с $\beta \sim 1$. Существует еще несколько реакций (см. табл. 1), которые, в принципе, могут рассматриваться в сравнении с реакциями (2)–(4) [6]. Это реакции дейтерия с литием-6 (выход в нейтронах в D–⁶Li-циклах на уровне катализируемого 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–¹¹B-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 [7]. Преимущества и недостатки (прямая и наведенная радиоактивность) всех реакций показаны в табл. 1.

Таблица 1. Перспективные термоядерные реакции для систем магнитного удержания плазмы

Реакции	Энерговыведение	Радиоактивное топливо	Прямая радиоактивность	Наведенная радиоактивность
D–T-реакция (1)	17589 кэВ	T	n	n, T
D– ³ He-реакция (2)	18353 кэВ	–	–	n, T
D–D-реакции (3) и (4) – 2 ветви	3269 + 4033 кэВ	–	n, T	n
$p + {}^{11}\text{B} \rightarrow 3 {}^4\text{He} + 8.68 \text{ МэВ}$	8681 кэВ	–	–	n, ¹⁴ C
$p + {}^6\text{Li} \rightarrow {}^4\text{He} (1.7 \text{ МэВ}) + {}^3\text{He} (2.3 \text{ МэВ})$	4018 кэВ	–	–	n, T, ⁷ Be, ¹¹ C
$D + {}^6\text{Li} \rightarrow 2 {}^4\text{He} + 22.37 \text{ МэВ}$	22371 кэВ	–	–	n, T
${}^3\text{He} + {}^3\text{He} \rightarrow 2p (8.573 \text{ МэВ}) + {}^4\text{He} (4.287 \text{ МэВ})$	12860 кэВ	–	–	–

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 50–90 кэВ. Таким образом, для малорадиоактивных термоядерных реакторов D–³He-топливо выглядит наиболее перспективно.

2. МОДЕЛЬ ЭНЕРГОБАЛАНСА

При анализе эффективности D–³He-реакторов на основе этих систем необходимы математические 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 [8].

Положенная в основу моделей структура баланса частиц и энергии в термоядерной плазме показана на рис. 1. Для рабочих температур реакторов на альтернативном топливе были выполнены расчеты тормозного излучения релятивистских электронов и получены аппроксимирующие формулы [9]. 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 [10]. Для расчетов аномально-

го транспорта были разработаны модели транспорта отдельных частиц под действием заданных возмущений [11], электромагнитных дрейфовых неустойчивостей [12], а также нелинейного насыщения структур дрейфовой турбулентности.

Методики расчетов энергобаланса были использованы для анализа D-³He-реакторов с магнитным удержанием [13–23]. Основные параметры реакторов приведены в табл. 2. Рассматривались D-³He-циклы с различными значениями отношения концентраций гелия-3 и дейтерия $x_{3He} = n_{3He}/n_D$. Например, $x_{3He} \approx 0.3$ соответствует максимальным возможностям наработки гелия-3 в реакторе. В случае $n_{3He} = n_D$ типичная величина потока энергии нейтронов на первую стенку $q_n \approx 0.15$ МВт/м².

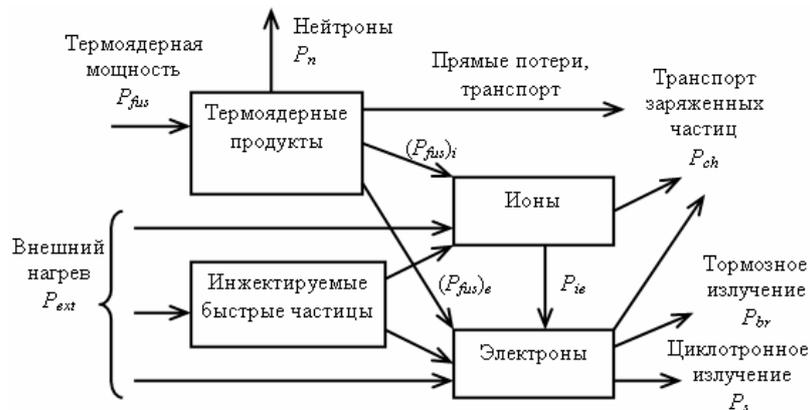


Рис. 1. Схема баланса частиц и энергии в термоядерной плазме

Таблица 2. Параметры D-³He-реакторов

Тип реактора	Токамак [13]	Сферический токамак [14]	Стелларатор [15]	FRC [16]	КТ [17]
Радиус плазмы a , м	2	3	2	1.6	1.25
Длина плазмы L , м	–	–	–	35	30.75
Аспектное отношение	3	1.5	20	1	1
Вытянутость плазмы E	2.5	3.8	1	11	12.3
Внешнее магнитное поле B_0 , Тл	11.3	3.2	8.2	5	6.4
Ток в плазме I , МА	38	200	–	–	299
Среднее бета β	0.09	0.54	0.1	0.46	0.75
Состав топлива $x_{3He} = n_{3He}/n_D$	0.2	0.36	1	1	1
Максимальная температура плазмы T , кэВ	50	60	70	60	72
Коэффициент отражения стенкой циклотронного излучения Γ_s	0.92	0.65	0.95	0.5	0.99
Время удержания τ , с	14	16	30	4	1.46
Термоядерная мощность P_{fus} , МВт	2500	1500	1500	1000	1937
Относительная мощность тормозного излучения P_{br}/P_{fus}	0.40	0.60	0.15	0.53	0.38
Относительная мощность циклотронного излучения P_s/P_{fus}	0.33	0.023	0.25	0.06	0.005
Относительная мощность в нейтронах P_n/P_{fus}	0.12	0.15	0.02	0.07	0.025
Коэффициент усиления $Q = P_{fus}/P_{ext}$	20	20	∞	20	40

Компактный тор (КТ или FRC) – конфигурация с обращенным магнитным полем имеет ярко выраженную сепаратрису, разделяющую области разомкнутого и замкнутого магнитного поля, и по геометрии представляет собой цилиндрическую систему в отличие от токамака и стелларатора. Основными особенностями

КТ являются возможность пристыковки системы прямого преобразования энергии (по открытым силовым линиям) и наличие только полоидальной составляющей магнитного поля, что приводит к упрощению магнитной системы и конструкции в целом и соответственно к меньшим капитальным затратам и низкой цене

электричества. КТ, работающий на $D-^3He$ -топливе, при прочих равных условиях обладает двумя главными преимуществами по сравнению с другими системами – минимальный нейтронный поток ~ 0.2 МВт/м² и высокая удельная объемная плотность выделения энергии ~ 15 МВт/м³.

Система с высоким β , использующая альтернативное (по отношению к $D-T$) топливо, имеет лучшие параметры, например, низкий нейтронный выход и высокую плотность энергии. Из-за маленькой нейтронной нагрузки отходы в малорадиоактивных системах будут иметь низкую радиоактивность и, следовательно, меньшую стоимость установки. Оптимальный размер безнейтронной термоядерной электростанции лишь немногим больше толщины blankets, защиты и катушки вместе взятых (рис. 2).

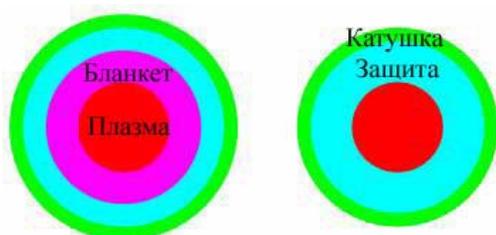


Рис. 2. Структура реакторной зоны (схематичный разрез камеры сгорания) для $D-T$ - и $D-^3He$ -плазмы. Показаны основные элементы и конструктивные особенности, определяющие размер системы магнитного удержания и невозможность наработки радиоактивных элементов и нераспространение оружия массового уничтожения

Сравнение поперечного сечения $D-T$ -реактора с $D-^3He$ системой приводит к выводу, что при прочих равных условиях радиус плазмы для $D-^3He$ -реактора будет меньше, чем для $D-T$. Это обеспечивает нераспространение оружия массового уничтожения, т.е. невозможность наработки радиоактивных изотопов в корпусе установки, рассчитанной на $D-^3He$ -смесь. Меньшие размеры и отсутствие зон и элементов, характерных для $D-T$ -реактора, обеспечивают невозможность наработки ядерного топлива в blankets.

Сравнение с проектируемым $D-^3He$ -реактором на основе токамака показывает, что $D-^3He$ -системы на основе FRC (field reversed configuration – обращенная магнитная конфигурация) и компактного тора (КТ) будут обладать лучшими характеристиками.

Реактор-стелларатор выделяется существенно большими размерами и более высокой тепловой мощностью. Если малое поперечное сечение имеет близкие к другим реакторам размеры, то аспектное отношение и, следовательно, большой радиус тора почти в 7 раз больше, чем в реакторе-токамаке. Значительное увеличение аспектного отношения вызвано необходимостью уменьшения высоких плазменных потерь, предсказываемых неоклассической теорией переноса для стеллараторов.

С точки зрения стоимости подобного проекта реактор-стелларатор проигрывает другим системам, поскольку стоимость системы пропорциональна ее объему. Однако если рассматривать перспективы промышленного производства энергии, то подобные системы могут оказаться более приемлемыми. В отличие

от других типов реакторов в данном проекте реакция синтеза поддерживается стационарно за счет нагрева плазмы продуктами реакции и поэтому реактор не требует мощных стационарных систем нагрева плазмы. Нагрев плазмы необходим только для выведения реактора в режим горения. Стационарность горения снимает проблемы, связанные с термокачкой окружающих плазму элементов конструкции реактора, которая снижает временной ресурс системы и может провоцировать возникновение аварийных ситуаций. Проблема надежности работы всех систем реактора как мощной энергетической системы чрезвычайно важна.

К положительным особенностям реактора-стелларатора следует отнести также устойчивость режимов горения термоядерной смеси. Для случая DT синтеза это было показано в работе [21]. Стелларатор позволяет выбрать параметры плазмы такими, чтобы зависимости коэффициентов переноса, отвечающих за диффузию и тепловые потери, имели обратную зависимость от частоты столкновений. Наличие таких режимов характерно для стеллараторных систем. В этом случае случайное увеличение температуры плазмы гасится более высокими потерями энергии, а ее уменьшение приводит к снижению тепловых потерь и возвращает температуру к исходному положению.

Одной из проблем мощных энергетических устройств, какими представляются термоядерные реакторы, является проблема возможных неполадок, устранение которых требует остановки реактора и ведения ремонтных работ внутри вакуумной камеры или в прилегающих к ней системах. Для проведения таких работ могут потребоваться значительные периоды времени, что связано с большими экономическими потерями. Модульная конструкция реактора-стелларатора позволяет упростить такую проблему. Замена неисправного модуля запасным исправным модулем может существенно сократить сроки ремонтных работ. Существует ряд предложений модульных конструкций реакторов-стеллараторов. Представленный в табл. 2 вариант реактора также предполагает его модульную конструкцию. С точки зрения ближайших перспектив создания термоядерного реактора стелларатор очевидно не может конкурировать с другими более простыми устройствами из-за своих масштабов. В то же время он остается одним из перспективных устройств для создания промышленных реакторов.

Стелларатор и компактный тор имеют наибольшие температуры плазмы и наименьшее значение доли тормозного излучения. А также минимальную мощность в нейтронах по сравнению с термоядерной мощностью и максимальный коэффициент усиления мощности. При этом компактный тор с чисто полоидальным магнитным полем (обращенная магнитная конфигурация) обладает меньшими размерами (компактная система) и более высоким значением бета. Если в сферическом токамаке среднее бета ограничено, то в компактных торах оно может достигать 1.

В таблице 3 представлены четыре концептуальных проекта: Apollo [24] и ARIES-III [25] – токамаки на $D-^3He$ -топливе, Artemis [26] и предложенный одним из авторов (СВР) FRC RV [27] – $D-^3He$ -реакторы на основе FRC. Из таблицы 3 видно, что $D-^3He$ FRC электростанции имеют большие мощности заряженных частиц и β , меньшие значения инжекционной мощности и магнитного поля.

Таблица 3. Сравнение основных параметров D-³He-реакторов на основе токамака и FRC (концептуальные проекты)

Характеристики системы	Apollo [24]	ARIES-III [25]	Artemis [26]	FRC RV [27]
Электрическая мощность, МВт	1000	1000	1000	1000
Мощность синтеза, МВт	2144	2682	1610	1962
Тормозное излучение, МВт	652	Доля радиации	Излучение	776
Циклотронное излучение	1027	0.72	357	8.7
Заряженные частицы, МВт	456		1181	1188
Нейтроны, МВт	147	110	77	51.7
Инжекция (поддержание тока), МВт	(138)	(172)	5	62.6
Эффективность системы	0.43	Рециркуляция 0.24	0.36-0.62	0.49
Нейтронный поток, МВт/м ²	5.7	Средний 0.08	0.27	0.15
Топливо ³ He / D	0.63	~ 1	0.5	1
Большой радиус (длина сепаратрисы), м	7.89	7.5	(17)	(30.75)
Малый радиус (радиус сепаратрисы), м	2.5	2.5	(1.12)	(1.23)
Ионная температура, кэВ	57	55	87.5	68.5
Электронная температура	51	53	87.5	68.5
Плотность электронов, м ⁻³	1.9×10^{20}	3.3×10^{20}	6.6×10^{20}	5.4×10^{20}
Плотность ионов, м ⁻³	1.3×10^{20}	2.1×10^{20}		3.46×10^{20}
Ток плазмы, МА	53	30	160	298.8
Тороидальное магнитное поле на оси (внешнее), Тл	10.9 (19.3)	7.6	(6.7)	(6.38)
Среднее бета, %	6.7	Тороидальное 24	90	74.8
Энергетическое время удержания, с	16	11.8, $\tau_p^{ash} / \tau_E = 2$	2.1, $\tau_p / \tau_E = 2$	1.44

Преимуществами D-³He-токамаков являются низкая температура горения и большое время удержания. Предлагаемый вариант имеет меньший нейтронный поток, чем у традиционных замкнутых систем магнитного удержания высокотемпературной плазмы (токамака и стелларатора) и более низкую, чем в проекте Artemis, температуру плазмы. Хотя плазменный ток имеет большое значение, но нужно понимать, что этот ток течет аксиально вдоль устройства. По этой причине, отношение ток/вытянутость I/E является лучшим показателем для оценок при создании и поддержании тока. Для этого варианта $I/E = 24$ МА. Аналогичное значение, например, в термоядерном D-³He-реакторе на основе сферического токамака $I \sim 73$ МА [28] и в этом случае термоядерная мощность составляет 1400 МВт.

На рис. 3 показан реактор на основе FRC с использованием жидкого лития (пристеночная откачка) [29]. Вопросы технологии, не входят в данный обзор, но отметим, что использование жидкого лития в качестве материала первой стенки промышленной электростанции приводит к минимальному значению коэффициента рециклинга [30] и структура стенки за жидкостью толщиной семь длин свободного пробега нейтрона выдержит в течение 30 лет при нагрузке 30 МВт/м² и более [31].

3. ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Полученные в расчетах параметры D-³He-реакторов, на наш взгляд, адекватны потенциальным возможностям соответствующих систем. Наиболее предпочтительной системой выглядит обращенная магнитная конфигурация (FRC), имеющая сравнительно простую с технической точки зрения магнитную систему. Серьезная проблема FRC сегодня – отсутствие достаточного уровня понимания механизмов аномального транспорта. Обоснованные концепции D-³He-реактора возможны для сферического токамака и стелларатора, так как процессы в этих системах подчиняются закономерностям, хорошо изученным на «классических» токамаках и стеллараторах.

Соотношение концентраций гелия-3 и дейтерия в топливных циклах влияет как на выделяемую термоядерную мощность, так и на выход энергии в нейтронах. Так в равнокомпонентной D-³He-реакции доля нейтронов ~ 5 %, что на 15–20 % ниже, чем в смеси с преобладанием дейтерия. Таким образом, минимальный выход энергии в нейтронах в D-³He-циклах достигается только при использовании лунного гелия-3. Важно, что в этом случае первая стенка реактора не требует замены в течение всего срока службы реактора, а также не требуется бланкет для какого-либо воспроизводства топлива. Последнее обстоятельство позволяет существенно сократить сроки создания демонстрационного реактора по сравнению с реактором, имеющим бланкет.

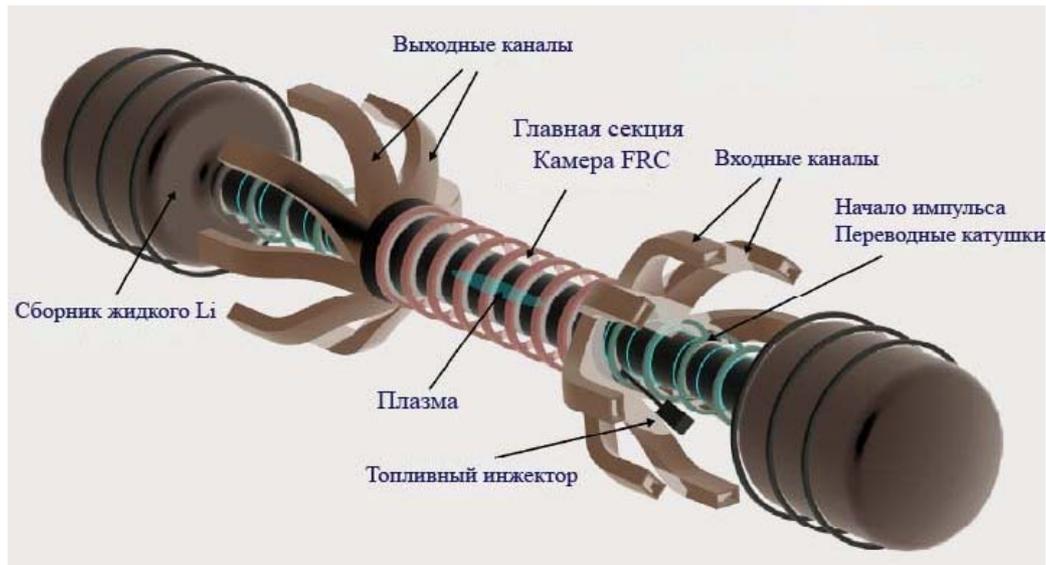


Рис. 3. Реактор на основе FRC – схема с жидким литием для пристеночной откачки и наработки трития

Исследованы параметры и режимы работы $D-^3\text{He}$ -реакторов на основе существующих систем магнитного удержания: токамака, сферического токамака, стелларатора, обращенной магнитной конфигурации или вытянутого компактного тора. Наиболее привлекательно с технической точки зрения выглядит FRC (КТ), что связано с простотой линейной геометрии внешнего магнитного поля. Одно из преимуществ $D-^3\text{He}$ -реактора на основе обращенной магнитной конфигурации заключается в высокой плотности выделения энергии, что позволяет создать сравнительно компактный реактор той же мощности, что и дейтерий-тритиевый токамак. Для высокой эффективности $D-^3\text{He}$ -реактора на основе сферического токамака требуются предельно высокие для этой системы значения магнитного поля. Существенное достоинство сферического токамака заключается в том, что поведение плазмы в нем подчиняется тем же закономерностям, что и классическом токамаке, для которого уровень исследований значительно опережает все другие системы удержания. Найдены режимы эффективного производства энергии, приведено сравнение концептуальных проектов $D-^3\text{He}$ -реакторов на основе токамака и компактного тора.

Работа выполнена при финансовой поддержке РФФИ, грант 09-08-00137-а.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Feldbacher R. Nuclear reaction cross sections and reactivity parameter library and files // The Alternate Energy Physics Program Barnbook DATLIB. Vienna: IAEA, 1987. 148 p.
2. Велихов Е.П., Смирнов В.П. Состояние исследований и перспектива термоядерной энергетики // ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез. 2006. Вып. 4. С. 3–14.
3. Хвесьюк В.И., Чирков А.Ю. Малорадиоактивный $D-^3\text{He}$ термоядерный топливный цикл с самообеспечением ^3He // Письма в ЖТФ. 2001. Т. 27, № 16. С. 47–53.
4. Khvesyuk V.I., Chirkov A.Yu. Low-radioactivity $D-^3\text{He}$ fusion fuel cycles with ^3He production // Plasma Phys. Control. Fusion. 2002. V. 44. P. 253–260.
5. Ryzhkov S.V. Helium-3 - based fusion plasma // Problems of Atomic Science and Technology. Series: Plasma Physics. 2008. V. 14, N 6. P. 61–63.
6. Хвесьюк В.И., Чирков А.Ю. Анализ топливных циклов для альтернативных термоядерных реакторов // ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез. 2000. Вып. 3. С. 28–35.
7. Khvesyuk V.I., Ryzhkov S.V. Analysis of $D-^3\text{He}-^6\text{Li}$ Fuel Cycle // Summary of IAEA-TCM on Innovative Approaches to Fusion Energy. October 20-23, 1997. Pleasanton, California.
8. Чирков А.Ю. Реакторы на топливе $D-^3\text{He}$ и $p-^{11}\text{B}$: физические модели и численные результаты // Труды научной конференции «Проблемы термоядерной энергетики и плазменные технологии». Москва, 17–18 сентября 2009 г. – М.: Издательский дом МЭИ, 2009. С. 82–87.
9. Chirkov A.Yu., Khvesyuk V.I., Ryzhkov S.V. Power and spectra of thermal relativistic bremsstrahlung // V Международный симпозиум по радиационной плазмодинамике. М.: НИЦ «Инженер», 2000. С. 95–96.
10. Чирков А.Ю., Хвесьюк В.И. К расчету функций распределения высокоэнергетических ионов по скоростям // ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез. 2003. Вып. 1. С. 55–65.
11. Хвесьюк В.И., Чирков А.Ю. Анализ закономерностей рассеяния частиц плазмы на нестационарных флуктуациях // ЖТФ. 2004. Т. 74, Вып. 4. С. 18–26.
12. Chirkov A.Yu., Khvesyuk V.I. Electromagnetic drift instabilities in high- β plasma under conditions of a field reversed configuration // Phys. Plasmas. 2010. V. 17. No. 1. 012105.
13. Чирков А.Ю. О возможной концепции токамака-реактора с альтернативным термоядерным циклом $D-^3\text{He}$ // ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез. 2001. Вып. 2. С.37–43.
14. Чирков А.Ю. О возможности использования $D-^3\text{He}$ -цикла с наработкой ^3He в термоядерном реакторе на основе сферического токамака // ЖТФ. 2006. Т. 76, № 9. С. 51–54.
15. Рудаков В.А. Реактор-стелларатор на основе $D-^3\text{He}$ синтеза // Сб. докладов Совещания по малорадиоактивному термоядерному синтезу на основе $D-^3\text{He}$. М.: ИАЭ. 1991. С. 93.
16. Чирков А.Ю. Оценка параметров плазмы в $D-^3\text{He}$ -реакторе на основе обращенной магнитной конфигурации // ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез. 2006. Вып. 4. С. 57–67.

17. Khvesyuk V.I., Ryzhkov S.V., Santarius J.F. et al. D-³He field reversed configuration fusion power plant // *Fusion Technology // Fusion Technology*. 2001. V. 39, N 1T. P. 410–413.
18. Ryzhkov S.V. Comparison of a deuterium - helium-3 FRC and mirror trap for plasma confinement // *Fusion Science and Technology*. 2007. V. 51, N 1T. P. 190–192.
19. Ryzhkov S.V. Modeling of plasma physics in the fusion reactor based on a field-reversed configuration // *Fusion Science and Technology*. 2009. V. 55, N 2T. P. 157–161.
20. Ryzhkov S.V. Alternative fusion reactors as commercial power plants // *Journal of Plasma and Fusion Science Series*. 2009. V. 8. P. 35–38.
21. Волков Е.Д., Рудаков В.А., Супруненко В.А. Оптимизация сценария поджига в реакторе-торсатроне // В кн.: Тезисы докладов второй Всесоюзной конференции по инженерным проблемам термоядерных реакторов. Л.: НИИЭФА. 1981. С. 173.
22. Рыжков С.В. Обращенная магнитная конфигурация и приложения высокотемпературной плазмы FRC // *Прикладная физика*. 2010. № 1.
23. Хвесюк В.И., Чирков А.Ю. Производство энергии в амбиполярных реакторах с D–T, D–³He и D–D топливными циклами // *Письма в ЖТФ*. 2000. Т. 26, № 21. С. 61–66.
24. Kulcinski G.L., Emmert G.A., Blanchard J.P. et al. Summary of APOLLO, a D-³He tokamak reactor design // *Fusion Technol.* 1992. V. 21. P. 2292–2315.
25. Bathke and the ARIES team. Systems analysis in support of the selection of the ARIES-RS design point // *Fusion Eng. and Design*. 1997. V. 38. P. 59–74.
26. Momota H., Ishida A., Kohzaki Y. et al. Conceptual design of D-³He FRC reactor ARTEMIS // *Fusion Technol.* 1992. V. 21. P. 2307–2323.
27. Ryzhkov S.V., Khvesyuk V.I., Ivanov A.A. Progress in an alternate confinement system called a FRC // *Fusion Science and Technology*. 2003. V. 43, N 1T. P. 304–308.
28. Stambaugh R.D., Chan V.S., Miller R.L. et al. The spherical tokamak path to fusion power // *Fusion Technol.* 1998. V. 33, N 1. P. 1–21.
29. Moir R.W., Bulmer R.H., Gulec K. et al. Thick liquid-walled, field-reversed configuration. - Preprint UCRL-JC-139086, 2000.
30. Мирнов С.В. Тезисы докладов XXXIV Межд. (Звенигородской) конференции по физике плазмы и УТС, 2007, с. 26; Петров В.Г., Петров А.А., Азизов Е.А. и др. // *Физика плазмы*. 2007. Т. 33. № 9. С. 771–781.
31. Moir R.W. Liquid first walls for magnetic fusion energy configurations // *Nuclear Fusion*. 1997. V. 37. P. 557–566.