

УДК 621.039.05, 621.039.06, 539.1

ИССЛЕДОВАНИЕ ПЛАЗМЕННЫХ СИСТЕМ ВЫСОКОЙ МОЩНОСТИ В СИЛЬНОМ МАГНИТНОМ ПОЛЕ

© 2023 г. Н. Г. Копалейшвили^a, *, **, Н. В. Батрак^a

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

*E-mail: nikitakopaleyshvili@mail.ru

**E-mail: nik.nikita02@mail.ru

Поступила в редакцию 20.07.2022 г.

После доработки 20.07.2022 г.

Принята к публикации 25.07.2022 г.

В работе представлен обзор статей по генерации мощных потоков частиц и излучений высоких энергий в неравновесной плазме с сильным магнитным полем. Особое внимание уделено источнику нейтронов и концепции магнитно-инерциального термоядерного синтеза, основанной на обжиге замагниченной мишени лазерными пучками или высокоскоростными плазменными струями.

Ключевые слова: высокотемпературная плазма, сильное магнитное поле, магнитно-инерционное удержание, токамак

DOI: 10.56304/S2079562922050256

ВВЕДЕНИЕ

В мире существует три основных концепции управляемого термоядерного синтеза (УТС): магнитный, инерционный и магнитно-инерциальный. Последнее направление основано на магнитно-инерционном удержании горячей плазмы. За последнюю декаду ученые достигли определенного прогресса в экспериментах по сжатию магнитного потока лазерными пучками и плазменными струями, использовании современных лазерных установок, плазменных пушек и лайнеров, что делает исследование магнитно-инерциального термоядерного синтеза (МИТС) еще более значимым.

Благодаря частицам высоких энергий термоядерных реакций возможна генерация нейтронного и рентгеновского излучения, могут протекать реакции ядерного синтеза, в которых рождаются частицы еще более высоких энергий (например, протоны с энергией 14 МэВ), использование которых возможно в ряде прикладных технологий для медицины, безопасности и утилизации ядерных отходов.

Поддержание плазмы в сильно неравновесном состоянии требует очень мощного драйвера (источника энергии нагрева), и поэтому не стоит рассчитывать на то, что такая плазма обеспечит выход энергии, сильно превосходящий энергию драйвера. Однако, следует подчеркнуть, что конверсия энергии драйвера в энергию пучков и излучений из плазмы имеет очень высокую эффек-

тивность по сравнению, например, с классическими ускорительными системами. Также такая плазма, генерирующая нейтроны мегавольтового диапазона сама может являться драйвером подкритичной ядерной системы, в которой (в цепочках превращений, запускаемых этими нейтронами) нарабатывается ядерное топливо и одновременно утилизируются отходы ядерного топливного цикла. Такая симбиотическая система “синтез–деление” достигает по выходу энергии уже многократного усиления.

В работе представлен обзор статей по генерации мощных потоков частиц и излучений высоких энергий в неравновесной плазме с сильным магнитным полем [1–9]. Особое внимание уделено источнику нейтронов и концепции магнитно-инерциального термоядерного синтеза, основанной на обжиге замагниченной мишени лазерными пучками или высокоскоростными плазменными струями.

Рассмотрены и другие приложения реакций синтеза – например, в качестве источника нейтронов, когда не требуется поддерживать “тепловое” состояние горячей плазмы, как это предполагается в концепции реактора. Отсутствие требования по превышению выхода энергии над вкладом позволяет создавать сильно неравновесную “нетепловую” плазму с большой долей высокоэнергетичных компонентов, инициировать реакции синтеза и частично “окупать” энергозатраты на поддержание неравновесного состояния.

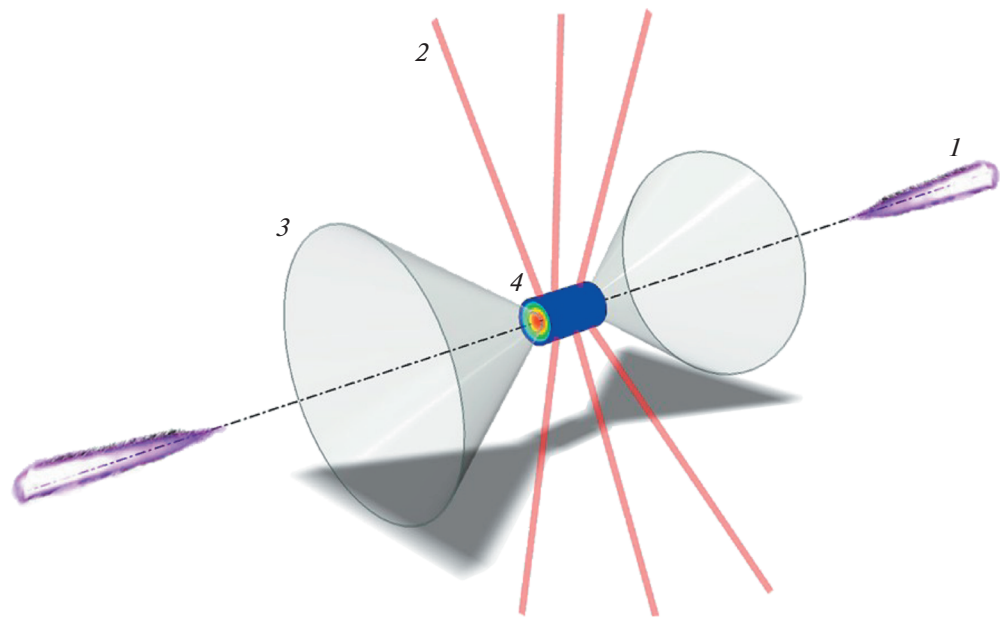


Рис. 1. Комбинированная схема магнитно-инерциального термоядерного синтеза: 1 – интенсивные лазерные пучки, 2 – мощные лазерные или плазменные струи, 3 – конус, 4 – плазменная мишень.

ГЕНЕРАЦИЯ МОЩНЫХ ПОТОКОВ ЧАСТИЦ И ИЗЛУЧЕНИЯ ВЫСОКИХ ЭНЕРГИЙ В ПЛАЗМЕ С СИЛЬНЫМ МАГНИТНЫМ ПОЛЕМ

В работах [10–13] сформулировано предложение по созданию комбинированной схемы магнитно-инерциального термоядерного синтеза (МИТС) (см. рис. 1). Вначале импульсные струи (плазменные или лазерные пучки – 2 на рис. 1) поступают вдоль образующей цилиндрической поверхности мишени и отключаются примерно через 10 нс. Затем лазерное излучение (или интенсивные источники излучения – 1 на рис. 1) вводится через торец мишени (4 на рис. 1). Возможны варианты схемы с одним конусом (3 на рис. 1) и разными видами мишеней.

Существует определенное количество систем для реализации МИТС с лазерным драйвером. Наиболее известными из них являются следующие: NIF (National Ignition Facility), OMEGA,

OMEGA EP (OMEGA Extended Performance), MagLIF (Magnetized Liner Inertial Fusion). Основным отличием лазеров OMEGA и OMEGA EP является тот факт, что каждый модуль дискового усилителя OMEGA содержит четыре диска, тогда как каждый модуль усилителя OMEGA EP содержит один диск.

Магнитно-инерционное удержание горячей плазмы подразумевает применение инновационных установок в достаточно сильном магнитном поле, которое уменьшает теплоперенос в плазме и увеличивает температуру электронов на оси магнитной конфигурации [14–17]. Эксперименты с газовыми трубками в NIF показали изменение характеристик распространения лазера в присутствии магнитного поля, приложенного извне. Поле питается от новой импульсной системы MagNIF, которая позволяет NIF доставлять до 30 Тл. Первоначальные измерения показали, что при поле в 12 Тл лазерный импульс мощностью 30 кДж рас-

Таблица 1. Параметры установок с лазерным драйвером

Параметр	NIF [18, 19]	OMEGA [20]	OMEGA EP	MagLIF [21]
Ток, МА	—	—	—	≤20 МА
Энергия лазерного импульса, кДж	≥1800	≤30	≤5	≤4000
Длина волны лазера, нм	350	351	1053	527
Длительность импульса, нс	≤20	≤4	≤0.1	≤100
Магнитное поле, Тл	≤30	—	≤50	≤20
Мощность лазерного импульса, ТВт	≥500	≥27	—	—
Размер пятна импульса, мкм	≤600	≤40	≤20	—

пространяется по газовой трубе, заполненной неопентином, длиной 10 мм и давлением 1 атм на 2 нс быстрее, чем без магнитного поля. Помимо этого, происходят изменения в профиле излучения, показывая, что горячий столб имеет более цилиндрический профиль с магнитным полем [19].

Среди устройств, находящихся в России, можно перечислить следующие Ангара 5-1 (ТРИНИТИ), лазер УФЛ (Саров) и генератор импульсов ГИТ-12 (ИСЭ СО РАН, Томск). Все эти установки используют концепцию плазменных струй.

Ангара 5-1 — установка, используемая для исследования физики быстрых самосжатых разрядов сверхтераваттной мощности, динамики излучающей плазмы многозарядных ионов и проблем инерциального управляемого термоядерного синтеза (УТС). На данной установке проводятся эксперименты по сжатию Z-пинчей для создания устойчивого компактного источника мягкого рентгеновского излучения (МРИ) большой мощности для реализации различных схем зажигания термоядерной мишени по программе УТС и исследования свойств вещества при высокой плотности энергии.

Здесь, в качестве нагрузки, используются одиночные и вложенные многопроволочные сборки различных конструкций такие как металлические (Al, W, Mo, Cu), полимерные и комбинированные. Количество проволок от 30 до 80 штук в одной сборке, при этом возможны и эксперименты с малым числом проволок от 4 до 8. Диаметр проволоки зависит от материала и составляет от 4 до 20 мкм. Использование многопроволочныхборок снижает уровень неустойчивости плазмы пинча по сравнению со сплошными оболочками [22].

Одним из предлагаемых методов оптимизации — это применение вложенных проволочныхборок, которые состоят из двух и более каскадов. Данная технология обеспечит лучшую повторяемость, высокую мощность и меньшую длительность импульса МРИ. В экспериментах по сжатию вложенныхборок наблюдалось теоретически предсказанное формирование стоячей ударной волны между каскадами и подавление ею развития неустойчивостей [23, 24].

Другая машина находится в РФЯЦ–ВНИИ-ЭФ — это лазерная установка мегаджоульного уровня УФЛ–2М. Ее основным предназначением является проведение фундаментальных исследований в области физики высоких плотностей и применение лазерного УТС в энергетике. Помимо этого, на заседании научно-технического совета ядерного оружейного комплекса “Росатома” было озвучено, что машина УФЛ–2М позволит исследовать новые источники энергии, анализировать и изучать состояние веществ, а также моделировать и проектировать новые виды ядерного вооружения.

Таблица 2. Параметры установок в Российской Федерации

Параметр	Ангара 5-1	УФЛ-2М	ГИТ-12
Энергия лазерного импульса, кДж	≤600	≥2800	≤2600
Длина волны лазера, нм	—	530	—
Длительность лазерного импульса, нс	≤90	—	≥20
Ток, МА	≤6	—	≤4.7

В основе данного устройства лежит 192-канальный твердотельный лазер на неодимовом стекле с размером пучка 400 мм². Запланированная мощность энергии на выходе составляет 4.6 МДж, а на мишень — 2.8 МДж, что позволяет сказать, что данная установка будет являться крупнейшей в мире. На данный момент запущен первый модуль установки, состоящий из 8 каналов и необходимый для проведения экспериментов по инерционному УТС и исследований свойств вещества в экстремальных состояниях — при сверхвысоких температурах и давлениях. Известные на момент выхода статьи параметры данного устройства приведены в табл. 2.

В статье [25] описываются эксперименты с Z-пинчем с газообразным слоем дейтерия, окруженным внешней плазменной оболочкой, которые проводились на данном генераторе при токах 2 МА. Плазменная оболочка, состоящая из ионов водорода и углерода, была сформирована 48 плазменными пушками. Выброс дейтериевого газа создавался с помощью быстрого электромагнитного клапана. Эта конфигурация обеспечивает эффективный режим производства нейтронов в реакции D–D, и выход нейтронов достигает значения выше 10¹² нейтронов на выстрел. Нейтронная диагностика включала сцинтилляционные детекторы TOF (Time-Of-Flight) для определения энергетического спектра нейтронов, пузырьковые детекторы BD-PND (Bubble Detector for Personal Neutron Dosimetry), активационный детектор серебра и несколько активационных образцов для определения выхода нейтронов, проанализированных детекторами йодида натрия (NaI) и Германия высокой чистоты (HPGe). Используя этот нейтронный диагностический комплекс, были измерены общий выход нейтронов и количество высокоэнергетических нейтронов.

ГИТ–12 — тераваттный импульсный генератор, способный развивать ток 6 МА при выходном напряжении 700 кВ. В работе [26] были представлены экспериментальные результаты измерений нейтронов и ионов на генераторах ГИТ-12 и HAWK. Проведение экспериментов на обоих устройствах было важно по трем причинам. Во-первых, уникальные результаты на ГИТ-12 должны были быть под-

Таблица 3. Параметры токамаков с современными технологиями

	Температура плазмы, кэВ	Плотность плазмы, 10^{20} м^{-3}	Ток плазмы, МА	Большой диаметр плазмы, м	Малый диаметр плазмы, м	Магнитное поле, Тл	Мощность нагрева, МВт	Длительность импульса, с
JET	10	1	5	6	2.5	3.5	38	5
T-15	5	1	1.8	4.6	1.4	3.6	14	15
T-15МД	9	1	2	3	1.4	2	20	30
ИТЭР	20	1	15	12.4	4	5.3	73	500
ДЕМО	13	0.75	20	18.2	6	5.7	50	7200
TPT	8	2	5	4.5	1.2	5	40	100
EAST	13.7	0.2	1.5	3.5	0.8	4	7.5	20
KSTAR	8.6	—	2	3.6	1	3.5	14	20
TCV	10.5	—	1.2	1.76	0.5	1.5	4.5	2

тверждены в независимом эксперименте на другой машине. Во-вторых, сравнение экспериментов HAWK и ГИТ-12 могло бы выявить параметры, которые необходимы для высоких выходов нейтронов и оптимизированного ионного излучения. В-третьих, эксперименты на HAWK и ГИТ-12 могут предоставить базовую информацию о масштабировании ускорения ионов с помощью тока, поскольку два генератора имеют разный пиковый ток, но схожую архитектуру импульсной мощности.

В исследовании показано, что ГИТ-12 способен производить высокие выходы нейтронов $2 \cdot 10^{12}$ в течение импульса 20 нс при токе 3 МА. Эффективное образование нейтронов было объяснено намагничиванием дейтронов с энергией МэВ и ускорением дейтронов до высоких энергий. Распределение энергии ионов, обнаруженное осевой камерой-обскурой, казалось экспоненциальным с определенной энергией отсечки. Конечная энергия нейтронов и дейтронов превысила 30 МэВ. Это в 50 раз превышало энергию ионов, обеспечиваемую возбуждающим напряжением генератора 0.6 мВ, и самую высокую энергию, наблюдаемую в Z-пинчах и плотных плазменных очагах. Энергии дейтронов, превышающие энергии, соответствующие выходному напряжению генератора, также были подтверждены в экспериментах HAWK.

ИССЛЕДОВАНИЕ СОВРЕМЕННЫХ ТОКАМАКОВ И ИХ ХАРАКТЕРИСТИК

Извлечение энергии из термоядерного синтеза является одним из важнейших вопросов для ученых всего мира за последние несколько десятилетий. После идеи создания искусственного солнца в середине прошлого столетия, советскими учеными был создан первый в мире токамак. Работа с большими потоками нейтронов требует применения специальных мер для биологической защиты персонала [27, 28].

На данный момент в мире используются множество установок и ведется строительство различных токамаков, отличающихся как своими технологическими, так и теплофизическими свойствами. В основном, все проекты являются реализацией установок на государственном уровне, однако существуют и частные компании (Tokamak Energy, Commonwealth Fusion Systems и другие), которые на данный момент показывают определенные экспериментальные результаты и проявляют прогрессивные амбиции для будущего в данной сфере.

Одним из самых наиболее долго эксплуатируемых на сегодняшний день токамаков служит Joint European Torus (JET) [29, 30]. Данный токамак является крупнейшим в мире действующим экспериментальным термоядерным реактором. Он находится в районе деревни Калхэм, Великобритания и был введен в эксплуатацию в 1984 г. Основные технологические и теплофизические параметры данного токамака представлены в табл. 3.

На сегодняшний день самым масштабным проектом в области термоядерной энергетики, который объединяет весь мир, является строительство международного экспериментального термоядерного реактора — ИТЭР [31, 32]. Задача данного токамака — продемонстрировать возможности для коммерческого использования термоядерной реакции синтеза, а также решить физические и технологические проблемы, которые могут возникнуть в данном вопросе. Проект ИТЭР разрабатывается с середины 80-х гг. 20-го века, но еще не завершен. Из-за всевозможных технологических проблем сроки строительства ежегодно сдвигаются. На данный момент дата завершения проекта запланирована на 2025 год на землях коммуны Сен-Поль-ле-Дюранс, Франция. Одной из главных задач ИТЭР является получение самоподдерживающейся термоядерной реакции. Это значит, что на нагрев плазмы должны быть меньше энергии, которая будет выделяться в результате управля-

емого термоядерного синтеза. Для этого применяются современнейшие технологии для использования и удержания, высокотемпературной плазмы.

В проекте ИТЭР каждая страна, которая участвует в нем, должна иметь собственный токамак, на котором прорабатываются определенные элементы большого будущего международного реактора. В России в качестве такого токамака использован Т-15МД — это модернизированный советский и российский исследовательский термоядерный реактор Т-15, созданный в Курчатовском институте [33, 34]. После модернизации Т-15МД может быть использован как гибридная машина: токамак служит источником нейтронов для запуска ядерной реакции в ториевой оболочке. В ходе усовершенствования реактор получил ряд новых систем, однако его общая концепция и принципы работы не претерпели существенных изменений: как и прежде, токамак должен создавать и поддерживать плазменный шнур при помощи магнитного поля. В 2021 г. в Курчатовском институте состоялся запуск модернизированного токамака, свойства и параметры которого показаны в табл. 3.

Таким образом, целью ИТЭР является доказательство получения чистой энергии в результате термоядерной реакции. Дальнейшим важным шагом станет демонстрация того, что чистая электроэнергия может быть получена путем синтеза. Здесь и пригодятся прототипы коммерческого реактора — демонстрационные термоядерные электростанции, или ДЕМО/ДЕМО [35, 36]. Они представляют собой скорее конструктивную концепцию, чем конкретную конфигурацию термоядерной установки. ДЕМО будет сделан существенно проще и не будет иметь исследовательской нагрузки, а для его работы не потребуется значительного числа датчиков, так как необходимые параметры работы реактора будут отработаны уже на экспериментальном реакторе ИТЭР. При помощи ДЕМО должны быть решены две важные проблемы на пути к промышленной термоядерной электростанции: работоспособность материалов при больших переносах нейтронов и реализация наработки трития. Помимо этого ДЕМО должен продемонстрировать возможность экономически приемлемой выработки электроэнергии. Ориентировочные сроки строительства ДЕМО планируются на вторую половину 21 века, но реальные сроки развития данного проекта зависят от реализации ИТЕР и экспериментальной обработки на нем отдельных элементов ДЕМО.

Говоря про токамаки, которые должны быть в менее далеком будущем, то в 2019 г. было объявлено о создании новой экспериментальной установки — токамака с реакторными технологиями (ТРТ/ТРТ) [37, 38]. Местом для построения выбрано предприятие ГК Росатом ГНЦ РФ ТРИНИТИ. При создании ТРТ будут использованы технологии,

разработанные благодаря участию нашей страны в проекте ИТЭР. ТРТ разрабатывается как полноценный плазменный прототип как чистого термоядерного реактора, так и термоядерного источника нейтронов для гибридного реактора синтез-деление [39]. Данный токамак предназначен для изучения поведения плазмы в квазистационарных режимах, близких к воспламенению, исследования и разработки различных методов дополнительного нагрева плазмы, подачи топлива, разработки новых диагностических средств, работающих в больших нейтронных потоках, освоения тритиевой технологии. К концу 2024 г. в ТРИНИТИ планируют завершить первый этап реконструкции термоядерного комплекса, необходимого для создания инфраструктуры будущей установки, а полностью проект должен быть готов к 2030 г.. Основные теплофизические и конструкционные параметры собраны в табл. 3.

Рассматривая разработки азиатских инженеров, наиболее передовыми термоядерными установками являются EAST и KSTAR [40, 41].

EAST — Experimental Advanced Superconducting Tokamak — первый в мире полный сверхпроводящий токамак с усовершенствованной конфигурацией. Данный токамак построен Институтами физических наук Хэфэй, Китайской академии наук и работает с 2006 г. в Китае. Среди существующих в мире токамаков, EAST уникален своими отличительными свойствами, а именно некруглым поперечным сечением, полностью сверхпроводящими магнитами и активно охлаждаемыми водой компонентами, обращенными к плазме, что позволяет исследовать передовые стационарные режимы работы плазмы. Также EAST оказывает влияние в мировых исследованиях термоядерного синтеза благодаря непосредственному опыту, который он передает в строительство проекта ИТЭР.

KSTAR — Korea Superconducting Tokamak Advanced Research — предназначен для изучения аспектов энергии магнитного синтеза, которые будут иметь отношение к ИТЭР. Токамак расположен в Корейском институте термоядерной энергии и эксплуатируется с 2008 г. Успешно вошел в ряды сверхпроводящих токамаков, способных исследовать физику плазмы будущих стационарных термоядерных электростанций. За все годы работы корейское устройство создало огромную базу данных не только для будущей работы ИТЭР, но и также для основы проектирования демонстрационной машины следующего поколения.

Возвращаясь к европейским конфигурациям токамаков, TCV — Tokamak Configuration Variable — швейцарский исследовательский термоядерный реактор, расположенный в Федеральной политехнической школе Лозанны, который был модернизирован и усовершенствован в 2016 г. Его отличительной особенностью от других устройств является то, что сечение тора превышает его ширину в

три раза. Это позволяет изучать несколько форм плазмы, что особенно важно, поскольку различные формы плазмы связаны с производительностью реактора. Помимо всего прочего, на данном токамаке будут проводиться эксперименты с технологией внедрения использования системы искусственного интеллекта для формирования перегретой водородной плазмы внутри термоядерного реактора. Благодаря успешным испытаниям использование искусственного интеллекта может стать прорывом в долговременном поиске электричества, вырабатываемого в результате термоядерного синтеза, приближая его внедрение для замены ископаемого топлива и ядерного деления в современных энергосистемах. Магнитные катушки обычно управляются набором независимых компьютеризованных контроллеров, которые программируются в соответствии со сложными инженерными расчетами управления, в зависимости от конкретных тестируемых условий. Однако новая система искусственного интеллекта могла управлять плазмой с помощью одного контроллера. Конечно, существуют недостатки и ограничения для успешного выполнения данного проекта. Компьютерное моделирование медленное, требуется несколько часов, чтобы смоделировать несколько секунд работы токамака в реальном времени. Кроме того, экспериментальные условия TCV могут меняться каждый день, поэтому разработчикам искусственного интеллекта необходимо учитывать эти изменения при моделировании. Плазменные эксперименты в TCV поддерживают разработку проекта ИТЭР и ДЕМО [42–44]. Основные данные токамака TCV показаны в табл. 3.

Помимо этого, применение методов компьютерного моделирования в физике высоких плотностей энергии является перспективным направлением [45, 46]. Например, в статье [46] описан подход использования квазилинейной гирокинетической модели QuaLiKiz для проведения обширных автономных интерпретационных анализов и комплексного прогнозирования моделирования экспериментов, которая в будущем может быть дополнена использованием технологиями искусственного интеллекта для решения различных задач и оптимизации расчета.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Результаты теоретических и численных исследований базируются на созданных при активном участии авторов моделях для исследования радиационных потерь, кинетики термоядерных продуктов, кинетики вторичных реакций, аномального переноса частиц и энергии в магнитном поле и других процессов, которые позволяют изучать условия формирования потоков частиц и излучения высокой мощности в плазме с сильным магнитным полем.

В данной статье представлено описание установок для магнитно-инерционного удержания горячей плазмы с лазерным драйвером и плазменными струями соответственно, а также установок типа токамак.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ/REFERENCES

1. Garanin S.G. et al. // Plasma Phys. Rep. 2022. V. 48 (2). P. 111–120.
2. Ryzhkov S.V. // Bull. Russ. Acad. Sci.: Phys. 2014. V. 78 (5). P. 456–461.
3. Кузенов В.В., Рыжков С.В. // Ядерная физика и инжиниринг. 2019. Т. 10 (3). С. 263–270 [Kuzenov V.V., Ryzhkov S.V. // Phys. At. Nucl. 2019. V. 82 (10). P. 1341–1347].
4. Chirkov A.Yu., Ryzhkov S.V. // J. Fusion Energy. 2012. V. 31. P. 7–12.
5. Kuzenov V.V., Ryzhkov S.V., Frolko P.A. // J. Phys.: Conf. Ser. 2017. V. 830 (1). P. 012049.
6. Ryzhkov S.V., Chirkov A.Yu., Ivanov A.A. // Fusion Sci. Technol. 2013. V. 63 (1T). P. 135–138.
7. Кузенов В.В., Рыжков С.В. // Тепл. выс. энергий. 2021. Т. 59 (4). С. 492–501.
8. Murakami M. et al. // Sci. Rep. 2020. V. 10 (1). P. 16653.
9. Moody J.D. et al. // J. Fusion Energy. 2022. V. 41 (1). P. 7.
10. Кузенов В.В., Рыжков С.В. // Ядерная физика и инжиниринг. 2019. Т. 10 (5). С. 423–428 [Kuzenov V.V., Ryzhkov S.V. // Phys. At. Nucl. 2019. V. 82 (12). P. 1621–1626].
11. Kuzenov V.V., Ryzhkov S.V. // Phys. Scr. 2021. V. 96 (12). P. 125613.
12. Ryzhkov S.V., Kuzenov V.V. // Zeitschr. Angew. Math. Phys. 2019. V. 70. P. 1.
13. Kuzenov V.V., Ryzhkov S.V. // J. Phys.: Conf. Ser. 2017. V. 830 (1). P. 012124.
14. Chirkov A.Yu. et al. // Plasma Phys. Rep. 2012. V. 38 (13). P. 1025–1031.
15. Kuzenov V.V., Ryzhkov S.V. // Phys. Plasmas. 2019. V. 26. P. 092704.
16. Кузенов В.В., Рыжков С.В. // Ядерная физика и инжиниринг. 2018. Т. 9 (1). С. 63–68. Kuzenov V.V., Ryzhkov S.V. // Phys. At. Nucl. 2018. V. 81 (10). P. 1460–1464].
17. Mozgovoy A.G., Romadanov I.V., Ryzhkov S.V. // Phys. Plasmas. 2014. V. 21. 022501.
18. Spaeth M.L. et al. // Fusion Sci. Technol. 2016. V. 69. P. 25.
19. Pollock B. et al. // Proc. 61st Annual Meeting of the APS Division of Plasma Physics. 2019. Fort Lauderdale: LLN.
20. Campbell E.M. et al. Omega Laser Facility Users' Guide. 2014. Rochester: Laboratory for Laser Energetics.
21. Yager-Elorriaga D.A. et al. // Nucl. Fusion. 2022. V. 62. P. 042015.
22. Ольховская О.Г. // Препринт № 192. 2018. Москва: ИПМ им. М.В. Келдыша. С. 23.

23. Митрофанов К.Н. и др. // Физика плазмы. 2017. Т. 43 (9). С. 751–764.
24. Митрофанов К.Н. и др. // Физика плазмы. 2018. Т. 44 (2). С. 157–192.
25. Cherdizov R.K. et al. // J. Phys.: Conf. Ser. 2017. V. 830. P. 012017.
26. Klir D. et al. // Matter Radiat. Extremes. 2020. V. 5. P. 026401.
27. Рыжков С.В., Чирков А.Ю. Системы альтернативной термоядерной энергетики. 2017. Москва: Физматлит. 2017 [Ryzhkov S.V., Chirkov A.Yu. Alternative Fusion Fuels and Systems. 2019. Boca Raton, FL: CRC Press].
28. Michael F. // Radioactivity. 2007. P. 253–288.
29. Kembleton R. Nuclear fusion: What of the future? В кн.: Managing Global Warming. 2019. Section B. Chapter 5. P. 199–220.
30. Gordinier M.R., Davis J.W. Encyc. Physical Science and Technology. 2001. P. 671–699.
31. Химченко Л.Н., Красильников А.В. // Сб. тез. докл. XLIX Междун. Звенигородская конф. по физике плазмы и управляемому термоядерному синтезу. 2022. С. 40.
32. Chirkov A.Yu. et al. // Fusion Sci. Technol. 2011. V. 59 (T1). P. 39.
33. Хвостенко П.П. // Вопросы атомной науки и техники. 2019. Т. 42 (1). С. 15–38.
34. Аликаев В.В., Бревнов Н.Н. Программа физических исследований на установке токамак-15. 1983. Москва: Институт атомной энергии им И.В. Курчатова.
35. Готт Ю.В., Курнаев В.А. На пути к энергетике будущего: Учебное пособие. 2017. Москва: НИЯУ МИФИ.
36. Federici G. // Nucl. Fusion. 2017. V. 57 (9). P. 092002.
37. Красильников А.В. // Физика плазмы. 2021. Т. 47 (11). С. 970–985.
38. Портнов Д.В. и др. // Физика плазмы. 2021. Т. 47 (12). С. 1170–1176.
39. Карпов Д.А. и др. // Физика плазмы. 2021. Т. 47 (12). С. 1152–1169.
40. Xu P., Lin S. // Plasma Phys. Control. Fusion. 2010. V. 52 (7). P. 075013.
41. Lee G. et al. // Nucl. Fusion. 2002. V. 40. P. 375.
42. Reimerdes H., Agostini M. // Nucl. Fusion. 2022. V. 62. P. 042018.
43. Coda S., Ahn J. // Nucl. Fusion. 2017. V. 57. P. 102011.
44. Degraeve J., Felici F. // Nature. 2022. V. 602 (7897). P. 414–419.
45. Шумаев В.В. // Ядерная физика и инжиниринг. 2015. Т. 6 (5–6). С. 309–314.
46. Bourdelle C., Citrin J. // Plasma Phys. Control. Fusion. 2016. V. 58 (1). P. 014036.

Study of High Power Plasma Systems in a Strong Magnetic Field

N. G. Kopaleishvili¹, *, ** and N. V. Batrak¹

¹Bauman Moscow State Technical University, Moscow, 105005 Russia

*e-mail: nikitakopaleyshvili@mail.ru

**e-mail: nik.nikita02@mail.ru

Received July 20, 2022; revised July 20, 2022; accepted July 25, 2022

Abstract—The paper presents a review of articles on the generation of powerful particle flows and high-energy radiation in a nonequilibrium plasma with a strong magnetic field. Particular attention is paid to the source of neutrons and the concept of magnetic-inertial thermonuclear fusion based on the compression of a magnetized target by laser beams or high-speed plasma jets.

Keywords: high temperature plasma, strong magnetic field, magneto-inertial fusion, tokamak