

УДК 681.51;621.3.002.5;621.039.6;533.95

СИСТЕМЫ МАГНИТНОГО УПРАВЛЕНИЯ ПЛАЗМОЙ В ITER И ДЕМО

Ю.В. Митришкин

Физический факультет МГУ имени М.В. Ломоносова
Россия, 119991, ГСП-1, Москва, Ленинские горы, д. 1, стр. 2
Институт проблем управления им. В.А. Трапезникова РАН
Россия, 117997, Москва, Профсоюзная ул., 65
E-mail: yvm@mail.ru

Н.М. Карцев

Институт проблем управления им. В.А. Трапезникова РАН
Россия, 117997, Москва, Профсоюзная ул., 65
E-mail: n.kartsev@yandex.ru

А.Е. Коньков

Физический факультет МГУ имени М.В. Ломоносова
Россия, 119991, ГСП-1, Москва, Ленинские горы, д. 1, стр. 2
E-mail: konkov@physics.msu.ru

М.И. Патров

Физико-технический институт им. А.Ф. Иоффе РАН
Россия, 194021, Санкт-Петербург, Политехническая ул., 26
E-mail: michael.patrov@mail.ioffe.ru

Ключевые слова: токамак, системы, магнитное управление плазмой, ITER, DEMO.

Аннотация: Показываются оригинальные научно-технические решения систем магнитного управления положением, током и формой плазмы для строящегося термоядерного реактора ITER (Франция). Приводятся концепции и результаты экспериментальной отработки сценариев для ITER на токамаках DIII-D (США) и WEST (Франция). Представляется информационно-управляющая система ITER CODAC (Control, Data Access and Communication). Приводится краткий обзор проектов термоядерной электростанции DEMO на традиционных токамаках с большим аспектным отношением и на сферических токамаках модульного типа.

1. Введение

Флагманом в решении проблемы управляемого термоядерного синтеза является International Thermonuclear Experimental Reactor – ITER [1, 2]. Токамак-реактор ITER сооружается во Франции (г. Кадараш) международным консорциумом в составе Евросоюза, США, Японии, России, Китая, Индии и Южной Кореи. Все наиболее продвинутые токамаки работают в поддержку ITER, чтобы обеспечить основное физическое понимание возможностей надежной эксплуатации ITER, в том числе, с использованием систем управления плазмой.

2. Конструкция и полоидальная система ITER

На рис. 1,а приведена конструкция ITER, а на рис. 1,б,в – его поперечное сечение, в котором показаны обмотки управления для удержания плазмы в магнитном поле токамака: 6 секций центрального соленоида (CS), шесть обмоток полоидального поля (PF1-PF6) и 2 секции обмотки горизонтального поля внутри вакуумной камеры для стабилизации неустойчивого вертикального положения плазмы [1,4] (рис. 1,б). В ITER управляется положение центра тока плазмы, полный ток и 6 зазоров между сепаратрисой и первой стенкой g_1 - g_6 (рис. 1,в).

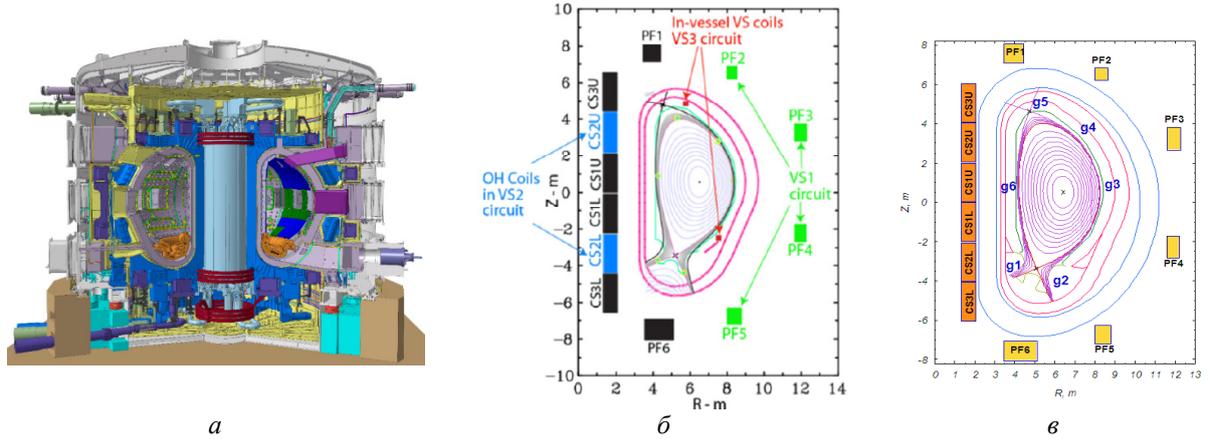


Рис. 1. Конструкция (а) и поперечное сечение (б, в) ITER с обмотками управления.

3. Системы магнитного управления плазмой в ITER

На рис. 2 приведена обобщенная структурная схема системы магнитного управления плазмой в ITER.

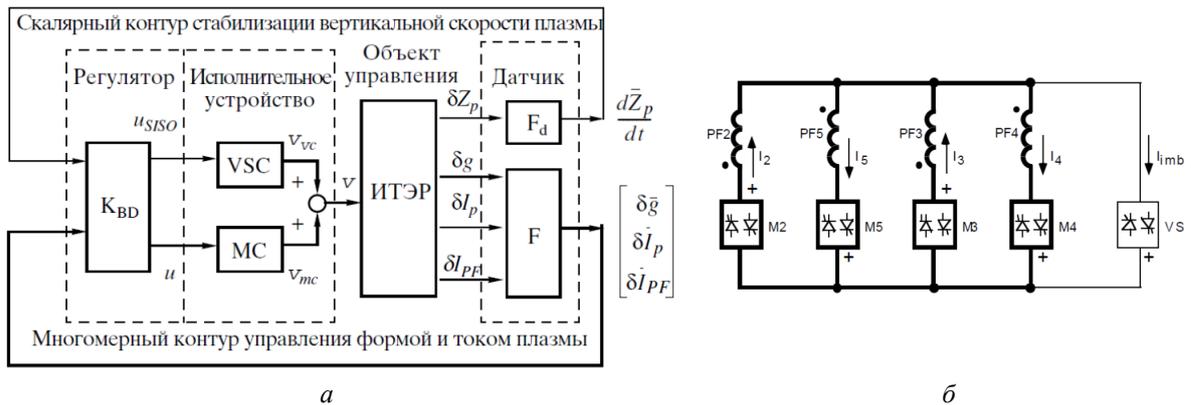


Рис. 2. Двухконтурная магнитная система управления ITER: а – VSC (Vertical Stabilization Converter) - преобразователь вертикальной стабилизации, MC (Main Converter) – основной преобразователь, K_{BD} (block-diagonal controller) – блок-диагональный регулятор, F_d – дифференцирующий фильтр, F – фильтр, ITER – плазма в реакторе-токамаке ITER; б – схема подключения быстрого преобразователя напряжения для подавления вертикальной скорости плазмы, где VS – тиристорный выпрямитель вертикальной стабилизации плазмы, M2-M5 – основные выпрямители для катушек PF2-PF5.

Были предложены и применены новые принципы и системы управления плазмой для ITER [1-4]: 1) синтез H_∞ -системы управления на основе структурной схемы отражения внешнего возмущения, 2) минимизация H_∞ -нормы смешанной функции чувствительности для линеаризованной модели плазмы при стабилизации вертикальной скорости плазмы относительно нуля и одновременном управлении формой и током плазмы для синтеза робастных скалярного и многомерного регуляторов, 3) каскадное управление, где во внутреннем каскаде проводится оригинальная развязка токов управления с редукцией модели объекта, а во внешнем каскаде посредством псевдо-обратной матрицы Мура-Пенроуза устанавливается связь между смещениями зазоров между первой стенкой и сепаратрисой и вариацией тока плазмы с токами управления через диагональный ПИИ-регулятор, при этом для избегания насыщения токов управления решалась задача квадратичного программирования; 4) управление с прогнозирующей моделью и входными ограничениями, при котором не делалось разделение на два контура управления вертикальной скоростью плазмы и ее формой с током плазмы; 5) каскадная система управления с развязкой каналов во внутреннем каскаде для управления токами в обмотках полоидального поля и робастным регулятором во внешнем каскаде, 5) иерархическое управление плазмой с многомерным робастным контуром управления током и формой плазмы, синтезированным методом МакФарлея-Гловера, и адаптивным контуром управления вертикальным положением плазмы с прогнозирующей моделью, 6) исследовалась система на основе LQG-регуляторов с использованием обмоток внутри камеры при наведении шумов различной интенсивности, 7) исследовалась система управления формой плазмы с кодом восстановления в обратной связи и использованием обмотки внутри камеры при переходе из L-моды в H-моду и обратно, причем система управления была аналогичной системе на токамаке JET (Англия).

4. Экспериментальная отработка сценариев для ITER

Четыре эксплуатационных сценария ITER отработывались на токамаке DIII-D (США) в масштабированном виде. Уникальными свойствами этой работы является то, что плазма включает в себя существенные свойства сценариев ITER и ожидаемые рабочие характеристики, например, сечение плазмы и аспектное отношение в разрядах DIII-D соответствуют проекту ITER с коэффициентом уменьшения, равным 3,7.

Наиболее близкие сценарии ITER в эксперименте предполагается получить на токамаке WEST (W -for Tungsten- Environment in Steady state Tokamak), который является модернизацией токамака Tora Supra (Франция, г. Кадараш). Токамак Tora Supra имел круглое поперечное сечение. В токамаке WEST внутри круглой вакуумной камеры установлены обмотки полоидального магнитного поля, дающие возможность получить диверторную конфигурацию плазмы. Основное назначение токамака WEST – исследовать вольфрамовую диверторную пластину для ITER на длительных плазменных разрядах по сценариям ITER, которые будут создаваться за счет сверхпроводящих обмоток токамака WEST.

5. Реализация и моделирование систем управления плазмой в ITER

Все информационные и управляющие системы в ITER, включая системы управления плазмой, интегрированы в общую систему, которая называется ITER CODAS. Цель

общей системы состоит в интеграции более чем 30 подсистем, в ее основе лежит открытое программное обеспечение платформы EPICS (Experimental Physics and Industrial Control System), предоставляющее гибкие интерфейсы для компонентов и принцип их описания SDD (Self-Description Data). ITER CODAC предназначена для обработки порядка *одного миллиона сигналов* в единой системе. Системы управления плазмой являются одними из составных частей ITER CODAC, однако могут быть реализованы на специализированных вычислительных средствах, что позволяет использовать практически любые современные технологии обработки информации, такие как вычисления на GPU (Graphics Processing Unit), на многоядерных многопроцессорных системах и использование программируемых логических интегральных схем (ПЛИС).

Огромное количество требований и задач в проекте определило необходимость создания развитых инструментов моделирования. Объединенной командой специалистов из General Atomics, IPP Garching и группы CREATE в рамках системы CODAC была создана платформа моделирования PCSSP (Plasma Control System Simulation Platform), обеспечивающая: разработку систем управления плазмой, создание и валидацию сценариев разряда, анализ и устранение неисправностей, поддержку разработки и модификации системы в целом.

6. Конструкции и полоидальные системы DEMO

Тенденция развития традиционных токамаков с аспектным отношением порядка 3-4 привела к проектированию ITER и проектов следующего поколения – DEMO (термоядерных электростанций на токамаках-реакторах) с относительно большими размерами: большой радиус ITER 6,2 м, а DEMO – более 9 м.

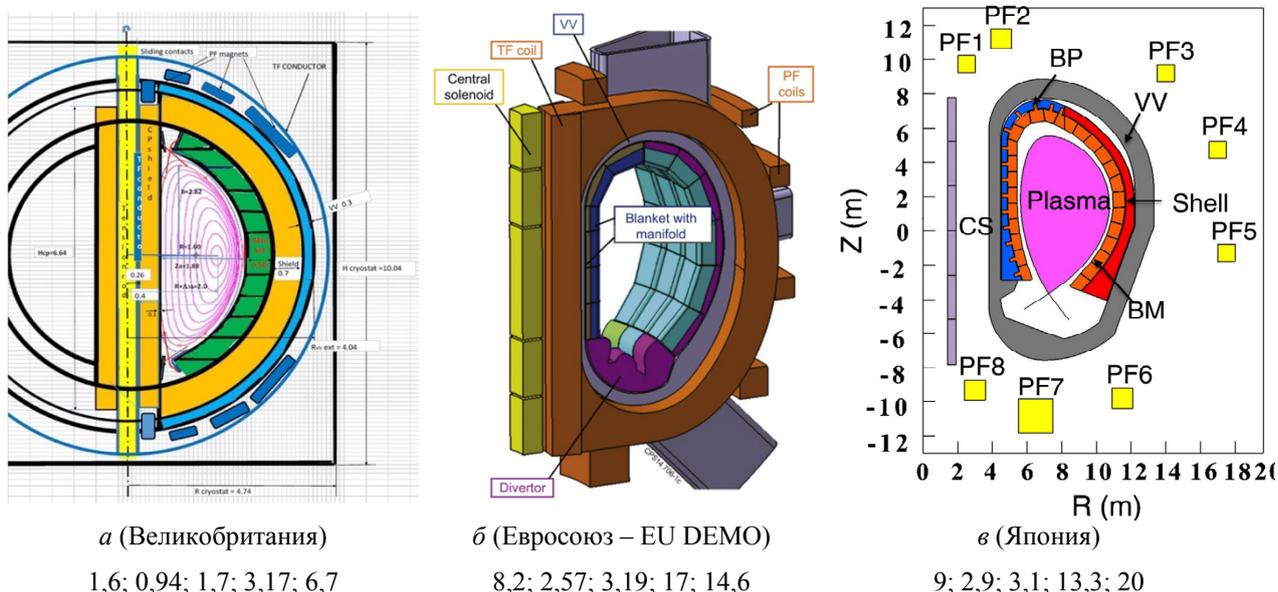


Рис. 3. Вертикальные поперечные сечения DEMO с различными полоидальными системами.

Параллельно с традиционными токамаками развивались и сферические токамаки, у которых аспектное отношение имело относительно малое значение 1,4-1,7. У этих токамаков физика плазмы отличается от физики традиционных токамаков, что позволяет на них сделать коммерческие термоядерные электростанции значительно дешевле и

быстрее, чем на традиционных токамаках. В [5] показано, что на одной из версий модульного сферического токамака DEMO можно получить выход термоядерной электроэнергии порядка 6 центов за один киловатт-час.

На рис. 2 представлены поперечные сечения проектов некоторых токамаков DEMO и приведены их основные параметры: большой радиус R (м), малый радиус (м), аспектное отношение, максимальное тороидальное поле (Тл) и ток плазмы (МА) соответственно. На рис. 2,а показан один модуль термоядерной электростанции на сферическом токамаке с $R = 1,6$ м, а на рис. 2,б,в приведены DEMO на традиционных токамаках-реакторах с $R = 8,2$ м и 9 м.

7. Заключение

В докладе уделено внимание разработке и моделированию систем управления положением, током и формой плазмы в ITER, при этом выделен вклад ИПУ РАН в эту работу. Приведенные результаты показывают тенденцию развития данных систем с учетом последних результатов моделирования системы стабилизации вертикальной скоростью плазмы относительно нуля в ITER при наличии обмоток внутри вакуумной камеры.

Приводятся сведения о разработке первой термоядерной электростанции DEMO, включая разработку конструкций, полоидальных систем и системы управления положением плазмы. Отмечено, что имеются две дорожные карты разработки DEMO на традиционных токамаках с относительно большим аспектным отношением и на сферических токамаках модульного типа с малым аспектным отношением. По современным оценкам на последних можно гораздо быстрее создать первую коммерческую термоядерную электростанцию с относительно дешевой электроэнергией.

Эксперименты на ITER в условиях термоядерной реакции позволят более точно сформулировать требования к системам управления плазмой для DEMO на традиционных токамаках. После этого будет возможно с определенной достоверностью перейти к разработке соответствующих систем для DEMO традиционного типа. Для DEMO модульного типа на сферических токамаках целесообразно системы управления плазмой детально отрабатывать на действующих сферических токамаках типа ST40 (Англия), Глобус-M2 (Россия), NSTX (США).

Работа выполнена при финансовой поддержке Российского научного фонда, грант № 17-19-01022 и Российского фонда фундаментальных исследований, грант № 17-08-00293.

Список литературы

1. Митришкин Ю.В. Управление плазмой в экспериментальных термоядерных установках: Адаптивные автоколебательные и робастные системы управления. М.: КРАСАНД, 2016, 400 с.
2. Митришкин Ю.В., Корнев П.С., Прохоров А.А., Карцев Н.М., Патров М.И. Управление плазмой в токамаках. Ч. 1. Проблема управляемого термоядерного синтеза. Токамаки. Компоненты систем управления // Проблемы управления. 2018. № 1. С. 2-20.
3. Митришкин Ю.В., Карцев Н.М., Павлова Е.А., Корнев П.С., Прохоров А.А., Патров М.И. Управление плазмой в токамаках. Ч. 2. Системы магнитного управления плазмой // Проблемы управления. 2018. №2. С. 2-30.
4. Митришкин Ю.В., Карцев Н.М., Коньков А.Е., Патров М.И. Управление плазмой в токамаках. Ч. 3. Системы магнитного управления плазмой в ITER и DEMO // Проблемы управления. 2019. На рецензировании.

5. Chuyanov V., Gryaznevich M. Modular fusion power plant // Fusion Engineering and Design. 2017. Vol. 122. P. 238-252.