

УПРАВЛЕНИЕ ПЛАЗМОЙ В ТОКАМАКАХ

Ч. 3.2. Моделирование и реализация систем управления плазмой в ITER и конструкции DEMO¹

Ю.В. Митришкин, Н.М. Карцев, А.Е. Коньков, М.И. Патров

Аннотация. Представлены экспериментальная отработка сценариев для ITER на токамаках DIII-D (США) и WEST (Франция), подходы в моделировании и реализации систем управления плазмой в ITER, подготовка системы управления плазмой в ITER к пуску и эксплуатации. Показаны известные в Европе дорожные карты разработки и создания первой термоядерной электростанции DEMO (последующего шага после ITER), которые указывают два направления разработки DEMO: (i) на традиционных токамаках с относительно большим аспектным отношением и (ii) сферических токамаках модульного типа, позволяющих заметно сократить время создания DEMO и получить конкурентоспособную дешевую электроэнергию. Приведены основные тенденции в разработке полоидальных систем DEMO, а также показана начальная версия системы управления вертикальным положением плазмы в DEMO.

Ключевые слова: токамак, плазма, магнитное управление плазмой, ITER, конструкции DEMO.

ВВЕДЕНИЕ

В первой части [1] обзора рассматривались токамаки с плазмой в их магнитном поле совместно с диагностикой и управляющими устройствами как объекты управления. Во второй части [2] представлены системы для магнитного управления положением, током и формой плазмы, а также резистивными пристеночными модами в действующих токамаках. В части 3.1 [3] показаны системы магнитного управления плазмой для ITER (International Thermonuclear Experimental Reactor — Интернациональный Термоядерный Экспериментальный Реактор — ИТЭР). Системы включают в себя оригинальные технические решения систем управления положением, током и формой плазмы для двух версий ITER — ITER-1 и ITER-2, в том числе предложенные и выполненные в ИПУ РАН. Отмечено, что в ITER-1 положение и форма плазмы управлялись всеми PF-обмотками и робастными H_{∞} -регуляторами, а для снижения пиков мощности управления при подавлении малых срывов применялся дополнительный нелинейный контур

управления. В ITER-2 из-за уменьшения большого радиуса установки с 8,1 до 6,2 м для вертикальной стабилизации плазмы применялся специальный контур управления с относительно быстрым исполнительным устройством, подключенным к обмоткам PF2-PF5. Но при этом область управляемости плазмой по вертикали получилась катастрофически малой масштаба 3—4 см при малом радиусе ITER-2, равным 2 м. Для увеличения области управляемости в проекте ITER-2 в вакуумную камеру токамака были введены дополнительные катушки горизонтального поля, что позволили увеличить область управляемости примерно на порядок. Моделированием было показано, что наилучший результат по подавлению вертикальной неустойчивости плазмы достигается при комбинации внешних и внутренних катушек полоидального поля.

В § 1 настоящей части обзора рассматриваются экспериментальная отработка сценариев для ITER-2 на двух действующих токамаках DIII-D и WEST. На DIII-D отработывались все 4 запланированных сценария ITER-2 с масштабным коэффициентом 3,7, а на токамаке WEST будет исследоваться вольфрамовая диверторная пластина для ITER-2 с длительностью разряда 1000 с. В § 2 приводятся сведения об алгоритме разработки систем управления плазмой в ITER-2, о программно-вычислительной платформе, о стенде реального вре-

¹ Работа выполнена при финансовой поддержке РФФИ, грант № 17-19-01022 (§ 1-4) и РФФИ, грант № 17-08-00293 (§ 5).

мени для реализации алгоритмов управления плазмой, об информационно-управляющей системе ITER-2 CODAC (Control, Data Access and Communication), о схеме интерфейсов взаимодействия систем управления с CODAC, о симуляторе систем управления плазмой, о развиваемом программном пакете IMAS: The ITER Integrated Modelling & Analysis Suite (Интегрированный программный пакет для моделирования и анализа в ITER). В § 3 перечисляются мероприятия, проводимые по подготовке системы управления плазмой в ITER-2 к пуску и эксплуатации. Двум дорожным картам создания DEMO — первой термоядерной электростанции на токамаках-реакторах посвящен § 4. Первая дорожная карта показывает путь создания DEMO на традиционных токамаках с относительно большим аспектным отношением 3—4, а вторая дорожная карта указывает перспективу более быстрого создания DEMO на сферических токамаках модульного типа с аспектным отношением 1,5—1,7 и с более дешевой электроэнергией. Завершается данная часть кратким обзором (§ 5) проектируемых конструкций DEMO и сведениями о предварительной системе управления вертикальным положением плазмы в DEMO для одной из приведенных конструкций.

1. ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ОТРАБОТКА СЦЕНАРИЕВ ДЛЯ ITER-2

Международный консорциум ITER придает особое значение отработке сценариев для ITER не только на плазмофизических кодах методом численного моделирования [1, п. 4.2.1, 4.2.2], но и в экспериментах на действующих токамаках еще до пуска ITER и вывода его на номинальные режимы работы. Четыре эксплуатационных сценария ITER отработывались на токамаке DIII-D [4] в масштабированном виде. Уникальные свойства этой работы заключаются в том, что параметры плазмы отражали существенные свойства сценариев ITER и ожидаемые рабочие характеристики, например, сечение плазмы и аспектное отношение в разрядах DIII-D соответствуют проекту ITER с коэффициентом уменьшения 3,7 (рис. 1.1, см. вклейку). Ключевые аспекты всех четырех сценариев, такие как β_N и H_{98} , были успешно имитированы на DIII-D, обеспечивая улучшенную и унифицированную физическую базу для транспорта и устойчивого моделирования так же, как и для экстраполяции на ITER рабочих режимов. (Величина $\beta_N = \beta a B_T / I_p$ является нормализованной величиной β , где a — малый радиус, B_T — индукция тороидального поля, I_p — ток плазмы, $\beta = \langle p \rangle / (B^2 / 2\mu_0)$ — отношение газокINETического давления плазмы к давлению внешнего магнитного поля, $\langle p \rangle$ — усредненное дав-

ление плазмы, B — средняя величина полного поля; $H = \tau_E / \tau_E^L$ — коэффициент удержания, где τ_E — время удержания, τ_E^L — время удержания в L -моду, $\tau_E = \frac{3}{2P} \int n(T_i + T_e) d^3x$, где P — полная входная мощность, n — плотность плазмы, T_i и T_e — ионная и электронная температуры) [5]. Пример такого разряда для базового сценария ITER приведен на рис. 4.1, б. Во всех четырех сценариях нормализованное качество управления совпадало или близко достигало требуемое, чтобы реализовать физические и технологические цели ITER, а отображения разрядов DIII-D согласовывались с ITER, достигая его цели при генерации термоядерной мощности не менее 400 МВт и $Q \geq 10$, где $Q = P_{out} / P_{in}$ — отношение выходной мощности термоядерного синтеза P_{out} к введенной мощности P_{in} . Эти исследования также связаны с многими ключевыми физическими моментами, относящимися к проекту ITER, включая L - H переход через порог мощности, уровень краевых локализованных мод, масштабирование параметров на пологой фазе разряда, влияние тиринг-мод на удержание и срывы, ограничение на β и требуемые возможности системы управления плазмой. Примером непосредственного влияния на проект ITER данной работы служит модификация физических требований к набору обмоток полоидального поля при токе плазмы 15 МА, основанная на наблюдениях, что внутренняя индуктивность в основном сценарии изменяется до уровня, который лежит за пределами оригинальной спецификации ITER.

Наиболее близкие сценарии ITER в эксперименте предполагается получить на токамаке WEST (W for tungsten Environment in Steady state Tokamak), который представляет собой модернизацию токамака Tora Supra (Франция, г. Кадараш), у которого круглое поперечное сечение. В токамаке WEST внутри круглой вакуумной камеры установлены обмотки полоидального магнитного поля, дающие возможность получить диверторную конфигурацию плазмы (рис. 1.2). Основное назначение токамака WEST — исследовать вольфрамовую диверторную пластину для ITER на длительных плазменных разрядах по сценариям ITER, которые будут создаваться благодаря сверхпроводящим обмоткам токамака WEST. Параметры токамака WEST: ток плазмы $I_p = 1$ МА, тороидальное поле $B_T = 3,7$ Т, большой радиус $R = 2,5$ м, малый радиус $a = 0,5$ м, аспектное отношение $A = 5$ —6, вытянутость $k = 1,3$ —1,8, треугольность $\delta = 0,5$ —0,6, время разряда при токе плазмы 0,8 МА $t_{\text{flatop}} = 1000$ с.

Первая плазма была получена на токамаке WEST в декабре 2016 г. с новой системой управ-

«УПРАВЛЕНИЕ ПЛАЗМОЙ В ТОКАМАКАХ

Ч. 3.2. Моделирование и реализация систем управления плазмой в ITER и конструкции DEMO» (с. 15—26)

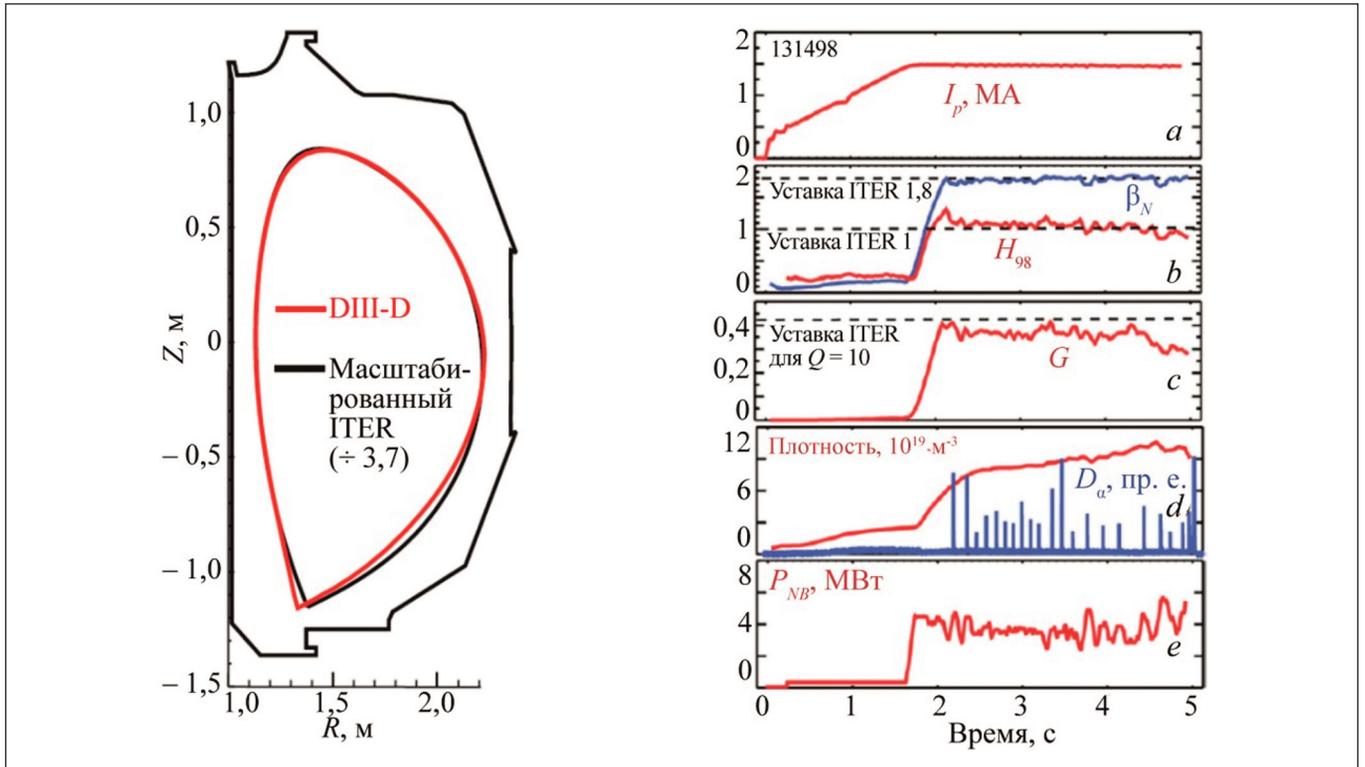


Рис. 1.1. Сравнение (а) масштабированного (уменьшенного с коэффициентом 3,7) вертикального сечения ITER (черный цвет) с экспериментальным вертикальным сечением DIII-D (красный цвет) (b) эволюция во времени ключевых плазменных параметров базового сценарного демонстрационного разряда при нормализованном токе плазмы, эквивалентного 15 МА в ITER (131498). Иллюстрируются: а — ток плазмы I_p ; b — нормализованное бета β_N и коэффициент удержания H_{98} с целевыми величинами ITER; c — коэффициент термоядерного синтеза $G = \beta_N H_{98} / q_{95}$ с целевой величиной $Q = 10$ для работы ITER; d — линия средней электронной плотности и эмиссия дивертора D_α , показывающая синхронизацию с ELM; e — мощность пучка инжекции нейтронов P_{NB}

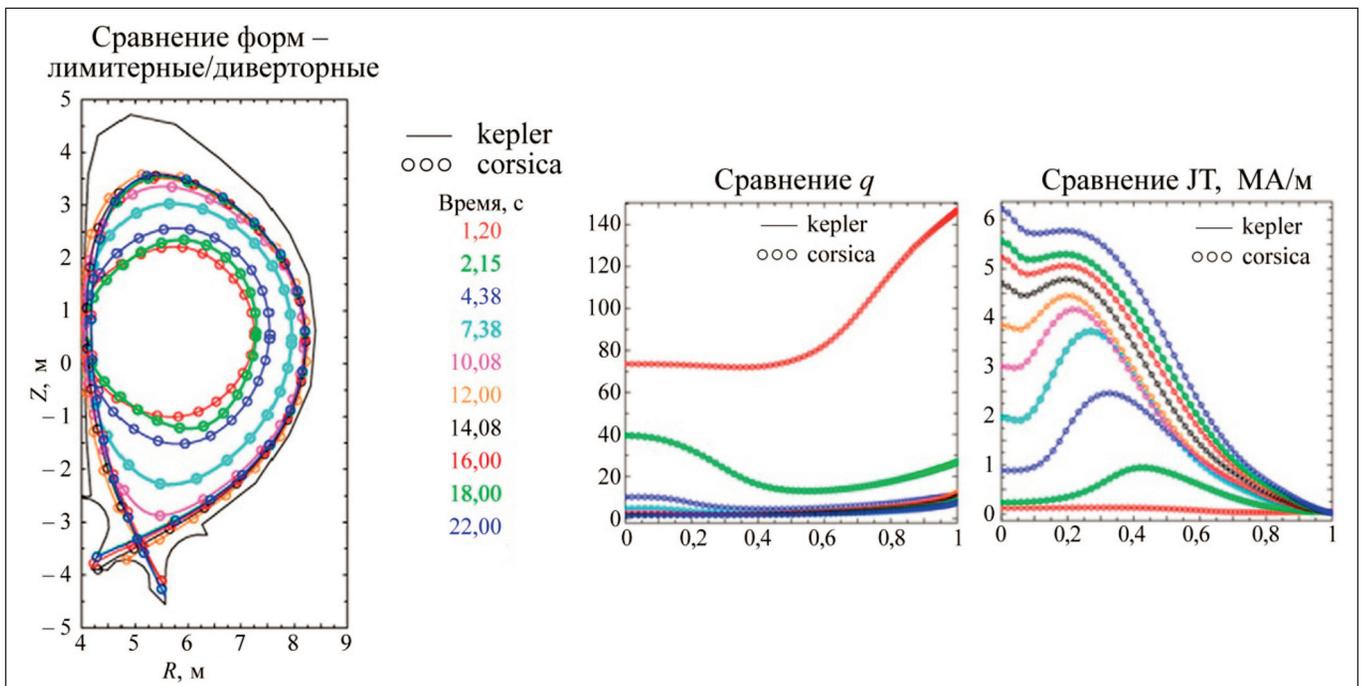


Рис. 2.5. Верификация соединения CORSICA_IMAS относительно автономного кода CORSICA: эволюция границы плазмы (слева), профилей запаса устойчивости и плотности тока плазмы (справа) в течение подъема тока плазмы в ITER. Обе схемы обеспечили точно одни и те же результаты: кривые плотностью совпали

«УПРАВЛЕНИЕ ПЛАЗМОЙ В ТОКАМАКАХ

Ч. 3.2. Моделирование и реализация систем управления плазмой в ITER и конструкции DEMO» (с. 15—26)

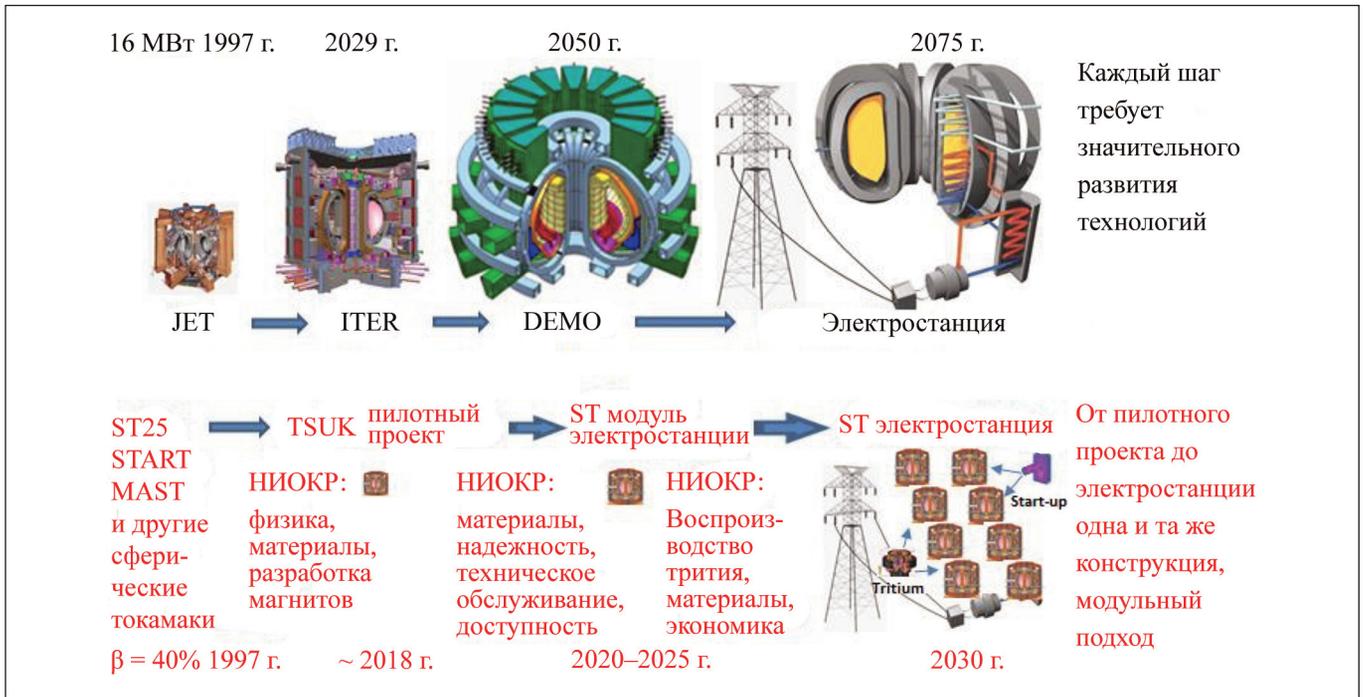


Рис. 4.1. Дорожные карты разработки и создания первых коммерческих электростанций на токамаках-реакторах

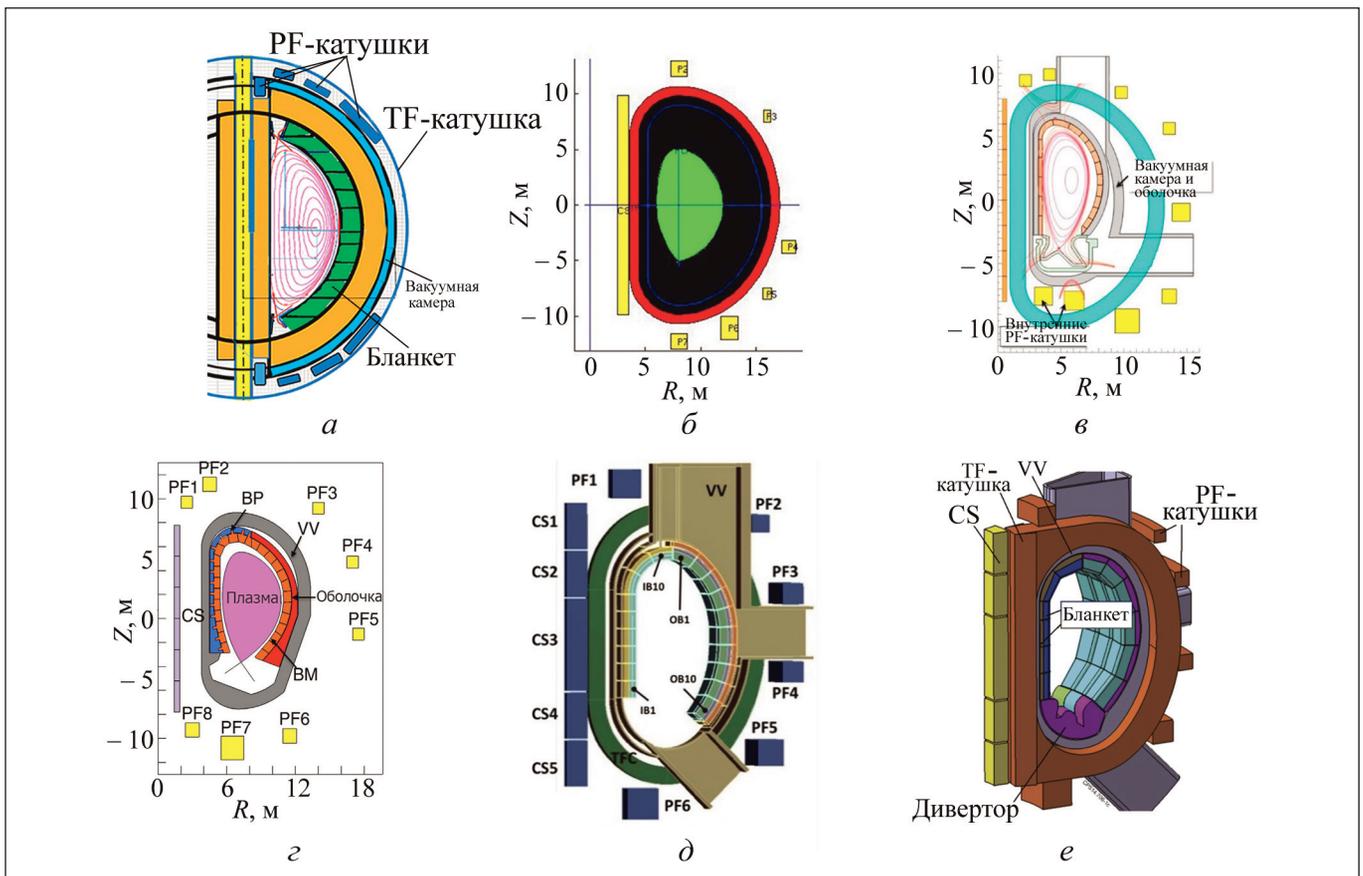


Рис. 5.1. Вертикальные поперечные сечения токамаков DEMO с различными вариантами полоидальной системы

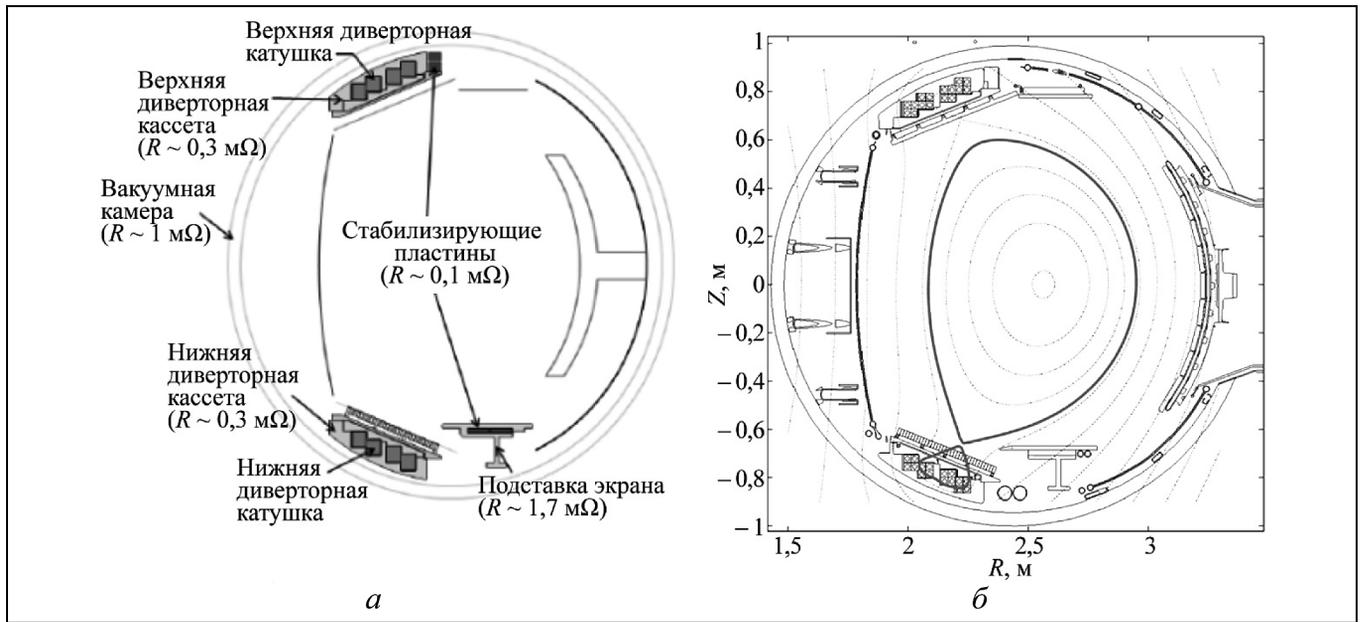


Рис. 1.2. Вертикальное сечение токамака WEST: *a* — конструкция [7], *б* — магнитная конфигурация плазмы [8]

ления, основанной на системе управления разрядами реального времени токамака ASDEX Upgrade и адаптированной к специальным нуждам токамака WEST. В настоящее время стадия разработки проекта WEST заканчивается, и первая эксплуатационная версия постоянно используется в экспериментах [6, 7].

2. ПОДХОДЫ В МОДЕЛИРОВАНИИ И РЕАЛИЗАЦИИ СИСТЕМ УПРАВЛЕНИЯ ПЛАЗМОЙ В ITER

Алгоритм разработки систем управления плазмой. На рис. 2.1 приведена схема алгоритма разработки систем управления плазмой, который применялся в ИПУ РАН для разработки систем магнитного управления плазмой в ITER. Основной моделью объекта управления был нелинейный код DINA [9], в котором была реализована модель плазмы в ITER и моделировались сценарии плазменных разрядов. В код с APM загружались необходимые параметры плазмы. С помощью кода получались линейные модели плазмы посредством его линеаризации [10, 11] или идентификации. Затем линейные модели применялись для синтеза регулятора подавления вертикальной неустойчивости плазмы, а также регулятора тока и формы плазмы. Полученные регуляторы применялись для математического моделирования процессов управления положением, током и формой плазмы в замкнутой системе управления на линейных моделях плазмы и коде DINA.

Программно-вычислительная платформа. Для математического моделирования систем магнитно-

го управления плазмой в ИПУ РАН создана программно-вычислительная платформа на базе плазмофизического кода DINA и среды MATLAB/Simulink [12]. Цель создания платформы — организация удобного программного средства для проведения численных экспериментов на линейных и нелинейных моделях плазмы, реализация возможности перехода с одной модели на другую без изменения системы управления и последующего анализа результатов моделирования. Разработанная программно-вычислительная платформа позволяет: осуществлять загрузку в рабочее пространство MATLAB всех переменных, необходимых для проведения моделирования (более двух сотен);

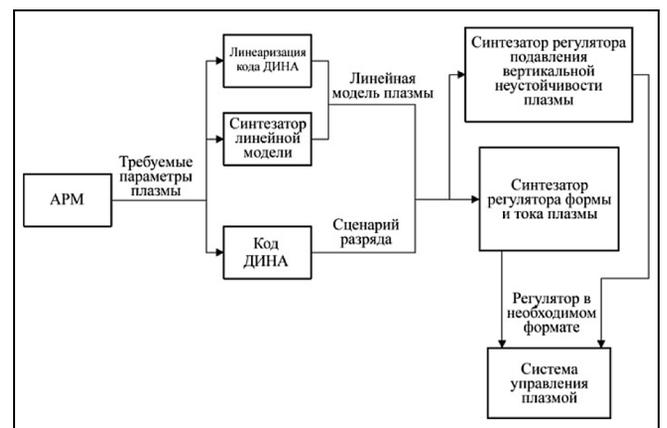


Рис. 2.1 Алгоритм разработки систем управления плазмой в ITER: APM — автоматизированное рабочее место

переключать работу системы управления с линейной на нелинейную модель и обратно по ключу; осуществлять моделирование в пакетном режиме (последовательно с разными значениями параметров), например, для поиска лучших настроек регулятора; в процессе моделирования сохранять все регистрируемые сигналы в переменные рабочего пространства MATLAB; сохранять результаты моделирования в базу данных, просматривать их в виде графиков, сравнивать результаты различных экспериментов путем наложения их друг на друга.

Платформа представляет собой техническое средство, служащее для повышения эффективности научной работы и дает возможность более продуктивно исследовать различные подходы к управлению плазмой в токамаке-реакторе ITER, а также сравнивать полученные результаты для принятия решения о выборе наилучших методов управления плазмой. Платформа в среде MATLAB даст возможность внедрять разработанные системы управления в управляющий комплекс CODAC токамака-реактора ITER. Платформа включает в себя набор *m*-файлов MATLAB, модель Simulink, файлы кода DINA, а также файлы, в которых хранятся параметры из базы данных ITER, сценарий разряда и другие данные. Simulink-модель построена по блочному принципу и включает в себя подсистемы, реализующие модели плазмы в токамаке, исполнительных устройств, диагностики, регуляторов.

Стенд реального времени. В настоящее время общепризнано, что для применения методов и систем управления на реальных динамических объектах необходимы экспериментальные стенды реального времени. К ним относятся компьютерные стенды, способные работать в режиме Hardware In the Loop Simulation (HIL) [13]. Такой стенд состоит из модели объекта и регулятора, каждый из которых реализован на своем промышленном компьютере (рис. 2.2, *a*). Эти компьютеры образуют обратную связь, сигналы в которой циркулируют в реальном времени. Данные в промышленные компьютеры реального времени загружаются с внешнего компьютера АРМ. Такой стенд, в частности, применяется на токамаке DIII-D [14].

В ИПУ РАН разработан, создан и испытан стенд реального времени для системы управления положением, током и формой плазмы в ITER [15]. На рис. 2.2, *б* показана работа в реальном времени модели плазмы в ITER на компьютере, который управляется другим компьютером в реальном времени под операционной системой SimulinkRT от компании MathWorks.

Информационно-управляющая система ITER. Все информационные и управляющие системы в ITER, включая системы управления плазмой, интегрированы в общую систему, которая называется

ITER CODAC (Control, Data Access and Communication) [16, 17]. 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) [18], предоставляющее гибкие интерфейсы для компонентов и принцип их описания SDD (Self-Description Data). Система ITER CODAC предназначена для обработки порядка *одного миллиона сигналов* в единой системе.

Различные подсистемы CODAC, обеспечивающие работу установки, содержат конкретные локальные устройства, посредством которых формируется логика и осуществляются управление и сбор данных. К таким устройствам относятся программируемые логические контроллеры PLC (Programmable Logic Controller), в проекте ITER применяются модели линейки Siemens SIMATIC S7 [19], а также «быстрые контроллеры» с вводом/выводом через шину PCIe, обеспечивающие быструю обработку сигналов в темпе управления, в проекте приняты устройства фирмы National Instruments [20]. Каждая подсистема включает в себя также хост-машину PSH (Plant System Host), обеспечивающую стандартные функции, присущие всем элементам CODAC.

В системе реализованы следующие функции для интеграции подсистем: мониторинг — для слежения за статусом хоста PSH и состоянием «быстрых контроллеров»; служба синхронизации времени — подсеть для передачи сигналов точного времени TCN (Time Communication Network) по стандарту IEEE-1588 Precision Time Protocol (PTP), использующая устройства NI PXI-6683H; сервис синхронной передачи данных — подсеть передачи данных в реальном времени SDN (Synchronous Databus Network) для обеспечения обмена данными между всеми элементами системы; архивирование данных — высокопроизводительная подсеть передачи данных для ведения архива и визуализации DAN (Data Archiving Network); стандартная машина состояний для подсистем COS (Common Operating State) обеспечивает контроль над элементами системы посредством чтения состояний и запроса переходов между ними.

Подсистемы подключаются через подсеть управления системой PON (Plant Operation Network) к CODAC-серверам, обеспечивающим мониторинг, управление и обработку данных верхнего уровня, а также к человеко-машинному интерфейсу систем блокировки и безопасности.

Системы управления плазмой входят как составные части в ITER CODAC, однако могут быть реализованы на специализированных вычислительных средствах, что позволяет применять практически любые современные технологии обработки информации, такие как вычисления на GPU

(Graphics Processing Unit), на многоядерных многопроцессорных системах и программируемых логических интегральных схемах.

В отличие от подсистем диагностики и исполнительных устройств, в системах управления плазмой применяется широкий спектр сервисов системы CODAC: синхронизация времени, доступ к

данным в реальном времени, архивация данных и системы блокировок и безопасности. Схема интерфейсов для взаимодействия систем управления плазмой с CODAC представлена на рис. 2.3 [21].

Огромное количество требований и задач в проекте определило необходимость создания развитых инструментов моделирования. Объединен-

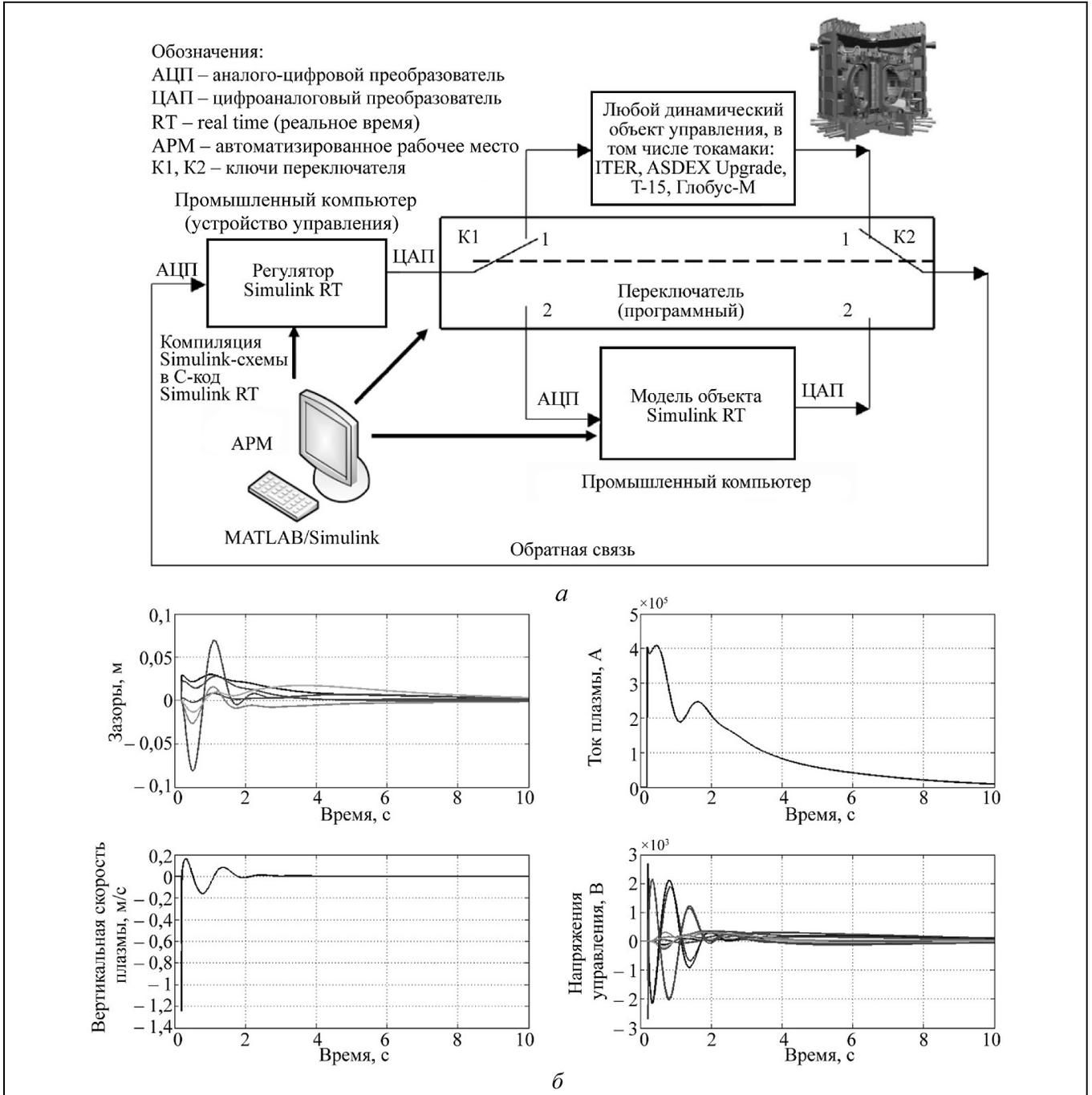


Рис. 2.2. Стенд реального времени: *а* – структура стенда; *б* – результаты работы модели плазмы в ITER в реальном времени при управлении модели регулятором реального времени при малом срыве (справа-налево и сверху-вниз): зазоры, ток плазмы, вертикальное положение плазмы, напряжения управления

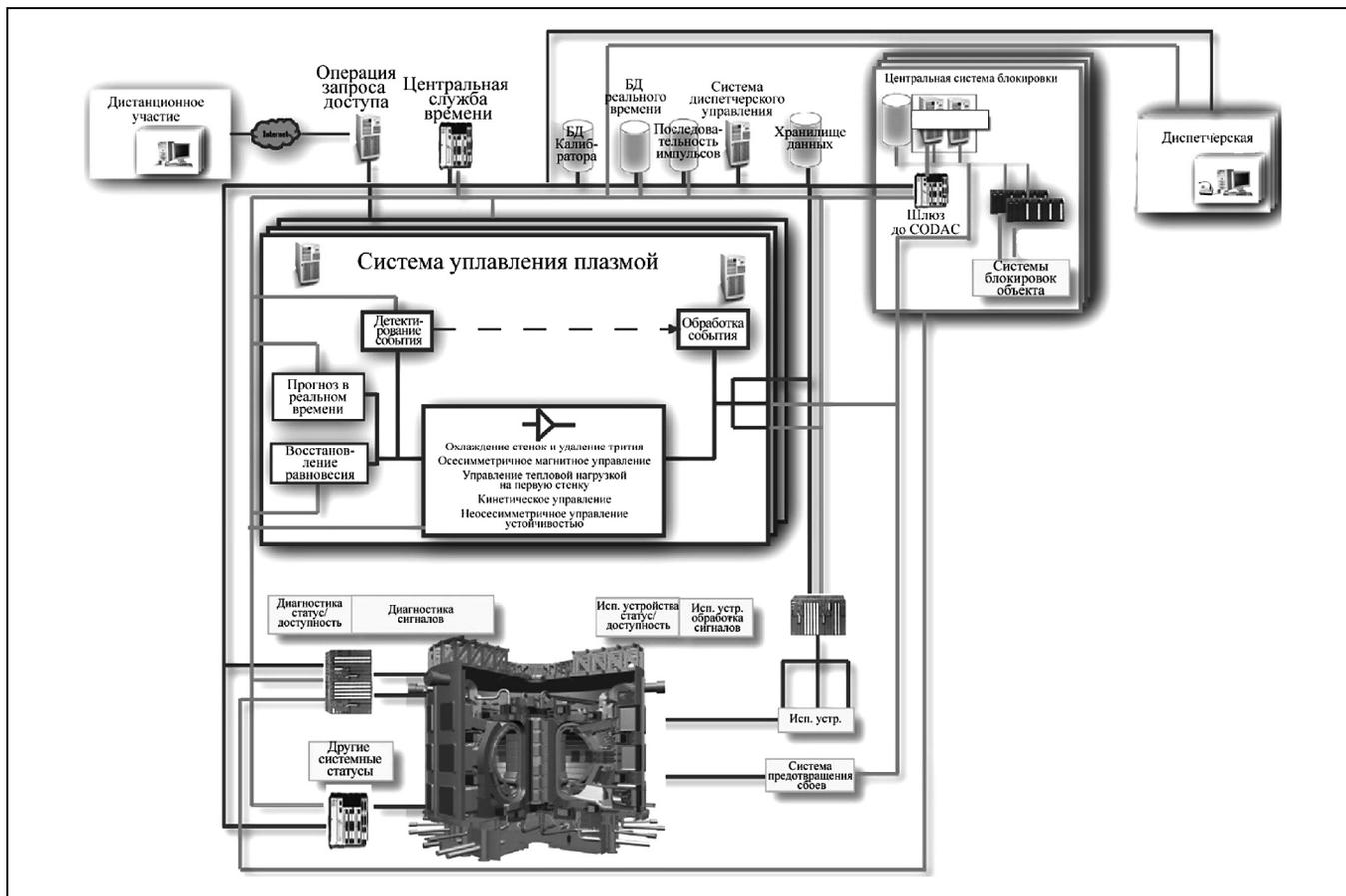


Рис. 2.3. Схема интерфейсов взаимодействия систем управления плазмой с CODAC

ной 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. Функциональная диаграмма симулятора системы управления плазмой в PCSSP представлена на рис. 2.4 [22, 23].

Работа над программным обеспечением для моделирования плазмы и системы управления ею PCS (Plasma Control System) продолжаются. Одним из подходов к решению данной задачи — развиваемый программный пакет IMAS: The ITER Integrated Modelling & Analysis Suite (Интегрированный программный пакет для моделирования и анализа в ITER) [24]. Он будет доступен всем участникам проекта ITER как ключевое средство для научной эксплуатации ITER. Пакет IMAS позволит коллективно разрабатывать интегрированные средства моделирования посредством обмена данными, компонентами кодов и последовательнос-

тями технологических операций, основанных на связанных между собой различных компонентах кодов. Разработка IMAS началась в 2011 г., и первый прототип инфраструктуры IMAS внедрен в организацию ITER. Также этот пакет используется в токамаке WEST.

В IMAS внедрено графическое средство Kepler [25], которое позволяет обращаться к коду CORSICA, встроенному в IMAS. На рис. 2.5 (см. вклейку) показан результат верификации работы интегрированного кода CORSICA и его автономного варианта.

3. ПОДГОТОВКА СИСТЕМЫ УПРАВЛЕНИЯ ПЛАЗМОЙ В ITER К ПУСКУ И ЭКСПЛУАТАЦИИ

Токамак-реактор ITER — чрезвычайно сложный объект управления, поэтому важно определить необходимые элементы и алгоритмы дальнейшей эксплуатации PCS вместе с остальными системами установки [26–29]. Список основных функций управления, необходимых для разработки при получении первой плазмы в ITER, состав-

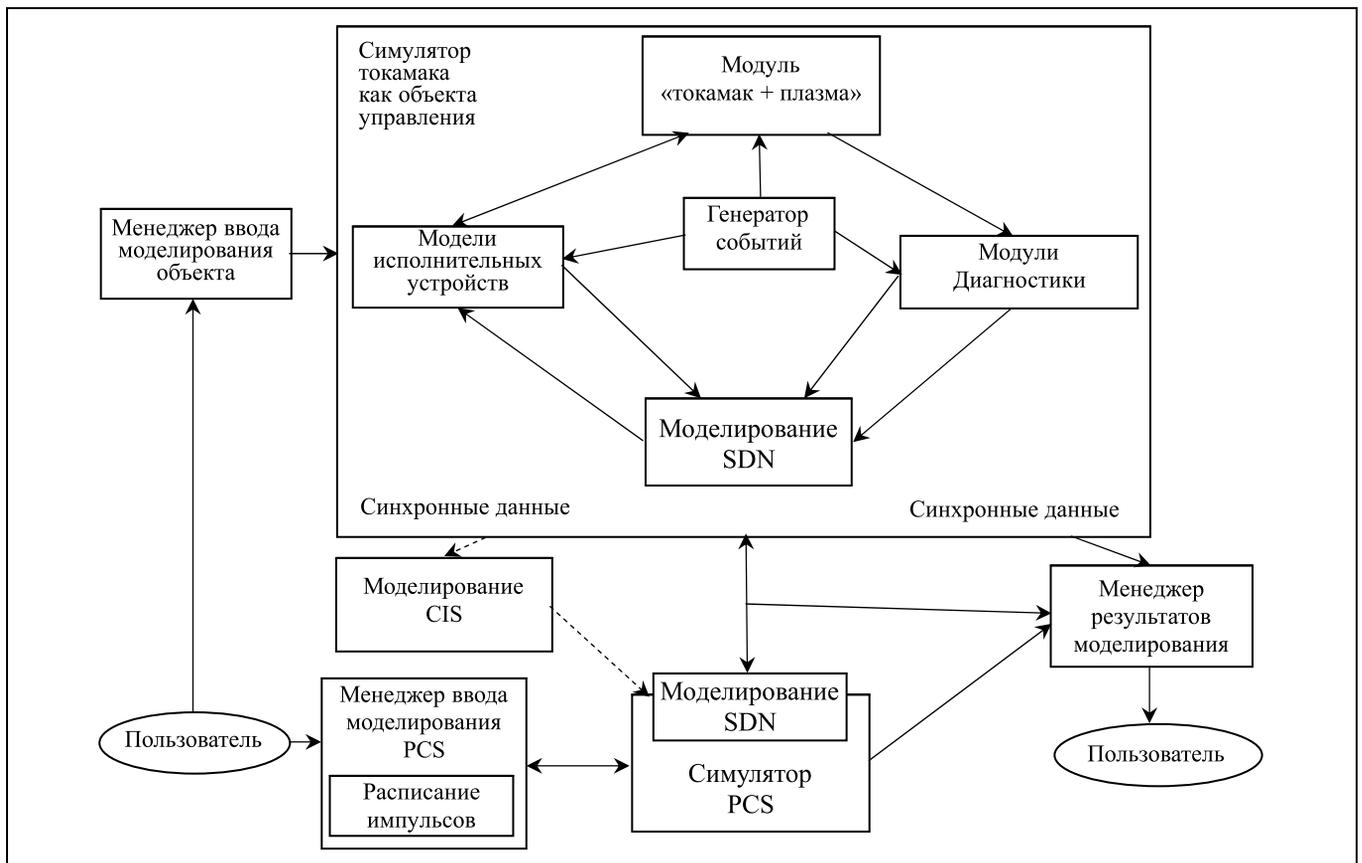


Рис. 2.4. Функциональная диаграмма симулятора системы управления плазмой

лен в работе [27]: управление токами в обмотках полоидального поля и центрального соленоида; обратная связь по магнитному нулю; начальное управление током плазмы; начальное управление положением плазмы; начальное управление границей плазмы; управление газонапуском; начальное управление плотностью; управление электронно-циклотронным нагревом ECH (Electron-Cyclotron Heating); предотвращение рассеянного излучения при ECH.

Список моделей (плазмы, исполнительных устройств и датчиков), соответствующих финальной разработки PCS для работы с первой плазмой в ITER также представлен в работе [27]: модели полоидального поля (PF) и поля центрального соленоида (CS); модели источников питания; модели катушек полоидального поля и центрального соленоида; модель магнитного датчика; модели пассивных компонентов (например, модель вихревых токов на камере); модели газонапуска; модель газового клапана; модель давления в камере; модель плазменного топлива; модель вакуумметра (датчика Пеннинга); модель интерферометра плотности; модели ECH; модель пробоя газа; модель положения плазмы.

В работе [27] показана структурная схема проектирования, реализации и эксплуатационной проверки PCS, состоящая из трех шагов. Шаг 1 подтверждает, что реализация системы отвечает цели проектирования и техническим требованиям, на шаге 2 проверяется, что составляющие системы технически функционируют правильно в соответствии с проектной целью, на шаге 3 проверяется, что полные системы функционируют правильно в соответствии с проектной целью во всех режимах работы. Для облегчения реализации все регуляторы и модели представляются как модули на платформе системы PCSSP [21–23], которая способна, благодаря применению Simulink®, автоматически генерировать код для реализации.

В той же работе [27] представлена схема проектирования и оценки управления. Шаг 0 и три основных шага ввода в эксплуатацию в связи с моделированием регулятора, объекта и on-line тестирования. Шаг 2 потребует тестирования возможности PCS в замкнутом контуре управления реальной аппаратурой (hardware in the loop testing). Введение в эксплуатацию архитектуры PCS — важная особенность этой стадии, которая завершается передачей системы для рабочей верификации.

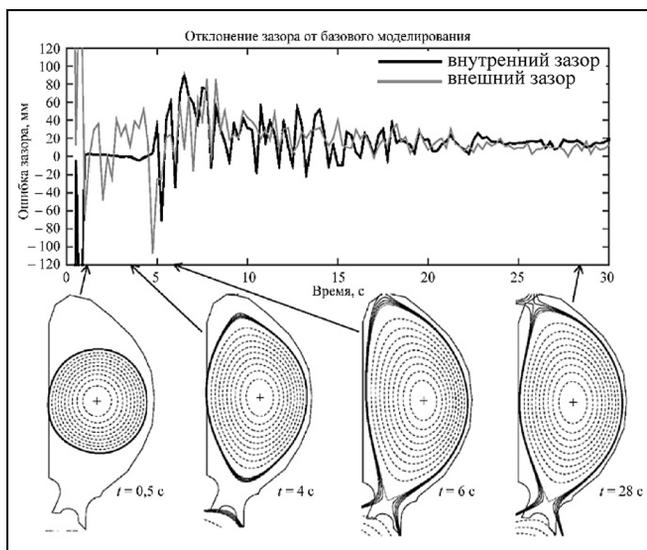


Рис. 3.1. Восстановление равновесия плазмы посредством кода RT-EFIT

План разработки и исследования ITER, включая PCS, определяет детальную программу разработки [27]. После принятия программы, основанную на прогнозирующем моделировании и анализе риска, подготовленные стадии могут быть выполнены в рабочем порядке. Каждая запланированная стадия должна быть проверена до и после ее выполнения, выверяются измерения и результаты сравниваются с предсказанными путем моделирования. В зависимости от результата, запланированная стадия будет настроена внутри одобренного диапазона, чтобы сделать следующий тест. Модели, примененные для моделирования и подготовки работы и, более того, те, которые необходимы для оценки проектирования PCS, будут проверены и могут быть доработаны. Последнее может вызвать изменения в будущей рабочей программе, в перепроектировании PCS или может повлиять на план исследований следующей стадии работ в ITER.

В качестве примера на рис. 3.1 показано моделирование начальной фазы разряда в ITER при работе кода восстановления равновесия RT-EFIT для сценария ITER с током плазмы в 15 МА при $t = 0,5$ с, 4 с, 6 с и 28 с совместно с отклонениями внутреннего и внешнего зазоров между границей плазмы и стенкой [26]. Имеется и другой код восстановления равновесия плазмы в реальном времени, а именно, LIUQE, который хорошо работает на TCV и включает в себя детальную модель вихревых токов. Этот код также одобрен для ITER и проходит тестирование [26].

Помимо системы магнитного управления положением, током и формой плазмы в ITER для по-

вышения ее надежности разрабатываются алгоритмы, позволяющие обеспечить живучесть всей установки. Ограниченное количество исполнительных устройств, в частности, дополнительных систем нагрева плазмы, вызывает необходимость введения разнородных функций управления в течение плазменного разряда последовательно или одновременно со сбоями в плазме или в системах объекта управления. Частичный отказ в исполнительном устройстве, например, в гиротроне, обеспечивающим электронно-циклотронный резонансный нагрев, или газовом клапане, должен быть компенсирован посредством автоматического переключения на другой гиротрон или газовый клапан. Для преодоления отказов и сбоев разрабатывается продвинутый уровень управления исполнительными устройствами и обработки исключительных (нештатных) ситуаций в системе управления плазмой [30, 31].

Малые срывы в ITER будут парироваться PCS. Очень же большой уровень тепловой и магнитной энергии в плазме ITER требует углубленного подхода для защиты компонентов токамака от потенциального повреждения из-за тепловых нагрузок, электромагнитных сил и возрастающего потока электронов при больших срывах. Система PCS является первой линией защиты токамака, которая будет пытаться избежать срывов посредством удержания плазмы токамака внутри заданных ограничений и в соответствии с заданными условиями. PCS будет оборудована продвинутыми алгоритмами предсказания срывов, чтобы обеспечить достижение уровней устойчивости, основанных на многочисленных измерениях и расчетах устойчивости в реальном времени. Имеются два подхода для прогноза срывов, основанные на физических измерениях, экстраполированных в ITER [32], и на технике машинного обучения для анализа больших массивов данных [33]. Если срыв неизбежен, то PCS посылает запрос в центральную систему блокировки CIS (Central Interlock System) для инициирования системы по ослаблению действия срывов DMS (Disruption Mitigation System), чтобы DMS инжестрировала большое количество Z-примесей для снижения энергии плазмы, управления скоростью снижения тока и ослабления тепловых и электромагнитных нагрузок из-за срыва. Система DMS проектируется с 12-ю независимыми инжекторами гранул (pellets) для ослабления тепловой нагрузки и 15-ю независимыми инжекторами для ослабления нарастания потока электронов. В работе [26] показана схема взаимодействия систем PCS, CIS и DMS. Система PCS принимает решение о последовательности инициирования инжекторов в DMS, чтобы обеспечить требуемое количество и смеси газа в течение необходимого времени нештатной ситуации, PCS определяет или

прогнозирует неизбежное охлаждение, снижение тока, потерю вертикального управления, присутствие нарастающего потока электронов или критического системного сбоя в объекте.

4. ДОРОЖНЫЕ КАРТЫ РАЗРАБОТКИ И СОЗДАНИЯ DEMO

Тенденция развития традиционных токамаков с аспектным отношением порядка 3—4 [1—3] привела к проектированию ITER и проектам следующего поколения — DEMO (термоядерных электростанций на токамаках-реакторах) с относительно большими размерами: большой радиус ITER 6,2 м, а DEMO — более 9 м. Параллельно с традиционными токамаками развивались сферические токамаки, у которых аспектное отношение имело относительно малое значение 1,4—1,6. У данных токамаков физика плазмы отличается от физики традиционных токамаков, что позволяет сделать на них коммерческие термоядерные электростанции значительно дешевле и быстрее, чем на традиционных токамаках. В частности, показано, что на одной из версий модульного DEMO можно получить выход термоядерной электроэнергии стоимостью менее 6 центов за 1 кВт·ч [34].

В связи с этим в настоящее время в Европе имеются две дорожные карты разработки и создания коммерческих электростанций (рис. 4.1, см. вклейку) [35, 36]. Оценки показывают, что коммерческие термоядерные электростанции традиционного типа могут появиться не ранее 2075 г. В то же время оценки для коммерческих термоядерных электростанций сферического типа дают более благоприятный прогноз: модульную термоядерную электростанцию можно создать до 2030 г. Создание такой электростанции намного проще, так как сначала создается один модуль, а затем электростанция полной мощности собирается из ряда модулей. Для разработки такой электростанции в Великобритании создана специальная компания: Tokamak Energy Ltd (URL: <https://www.tokamakenergy.co.uk/>).

5. КОНСТРУКЦИИ И ПОЛОИДАЛЬНЫЕ СИСТЕМЫ DEMO

Предлагаемые конструкции полоидальных систем в DEMO на традиционных токамаках принципиально повторяют аналогичные конструкции в токамаке ITER-2. Один из первых концептуальных проектов токамака DEMO был опубликован в 2000 г. [37].

На рис. 5.1 (см. вклейку) показаны варианты конструкций полоидальных систем DEMO, представленные группами исследователей из разных стран. В работах [38, 39] показаны схемы китайского и корейско-американского токамаков DEMO:

проект HCSB-DEMO и проект K-DEMO. Отметим, что представленный перечень не является исчерпывающим, приведены только наиболее различающиеся варианты.

На рис. 5.1, а представлен проект одного модуля сферического токамака [34], остальные варианты — традиционные и немодульные. В модульном варианте обмотки полоидального поля расположены внутри обмотки тороидального поля, причем они сосредоточены в двух группах по 4 обмотки сверху и снизу вакуумной камеры.

В работе [40] (рис. 5.1, в) предлагается использовать 9 PF-катушек, причем две нижние PF-катушки размещены внутри тороидальной обмотки, в работах [34] (рис. 5.1, а) и [44] (рис. 5.1, з) — 8 PF-катушек, а в работах [42] (рис. 5.1, б), [41] (рис. 5.1, д) и [38] (рис. 5.1, е) — 6 PF-катушек.

В работах [34] (рис. 5.1, а) и [42] (рис. 5.1, б) предлагается применять цельный центральный соленоид, в остальных проектах — секционированный центральный соленоид, причем в работах [41] (рис. 5.1, е) и [43] (рис. 5.1, д) соленоид состоит из 5-ти секций, где высота центральной секции в два раза больше всех остальных, в работе [44] (рис. 5.1, з) — из 6-ти секций, а в работе [40] (рис. 5.1, в) — из 8-ми секций, одинаковых по высоте.

Все представленные проекты выполнены по традиционной схеме [1], в соответствии с которой катушки полоидального поля находятся снаружи катушки тороидального поля, за исключением сферического модуля [34] (см. рис. 5.1, а).

Сравнения различных магнитных конфигураций DEMO до последнего времени никем не проводилось, кроме авторов работы [45], которые отчасти провели моделирование для различных размеров камеры и конфигураций катушек полоидального поля. Из представленного следует, что разработка DEMO ведется децентрализованно, в отличие от проекта ITER, в котором разработку ведет международный консорциум исследователей. В табл. 5.1 представлены основные характеристики приведенных проектов DEMO.

Проект системы управления положением плазмы в DEMO, по существу, был представлен только в работе [44], результатов по системам управления током и формой плазмы для DEMO пока не проводилось, области управляемости плазмы по вертикали и область достижимости сепаратрисы не исследовались, что можно объяснить необходимостью проверки соответствующих алгоритмов в реальной работе на ITER.

В работе [44] делаются предположения: плазма считается «жесткой», с учетом профиля плотности плазменного тока; компоненты внутри камеры и вакуумная камера аппроксимируются как трехмерная и «тонкая» структура; эволюция вихревых

Основные характеристики проектов DEMO

Проект	Большой радиус, м	Малый радиус, м	Аспектное отношение	Максимальное тороидальное поле, Тл	Ток плазмы, МА
Великобритания, модуль сферического DEMO, рис. 5.1, а	1,6	0,94	1,7	3,17	6,7
Франция, рис. 5.1, б	9	2,65	3,4	10,5	17
Япония, рис. 5.1, в	8,2	2,6	3,2	17	14,6
Япония, рис. 5.1, г	8,2	2,57	3,19	17	14,6
Германия, рис. 5.1, д	9	2,25	4	7,1	20
Евросоюз (EU DEMO), рис. 5.1, е	9	2,9	3,1	13,3	20
Китай (HCSB-DEMO)	7,2	2,1	3,4	6,86	14,8
Корея — США (K-DEMO)	6,8	2,1	3,2	16	12
DEMO-S (Россия)	7,8	1,5	5,2	8,75	12,8

токов и токов катушек оценивается с помощью замкнутых уравнений. Код численного моделирования для анализа управления положением плазмы состоит из трех модулей:

- код равновесия плазмы TOSCA [46] для создания профиля плотности плазменного тока и магнитной поверхности путем решения уравнения Града — Шафранова;

- код вихревого тока EDDYCAL [47] для оценки пассивного эффекта стабилизации вакуумной камеры и компонентов внутри нее методом конечных элементов;

- код управления положением плазмы для расчета временной эволюции вертикального и радиального положения плазмы, вихревых токов и токов катушки обратной связи с ПИД-регулятором с учетом результатов расчета коэффициентов равновесия в плазме и вихревых токов [48].

На рис. 5.1, г показано поперечное сечение, включающее в себя плазму, защитные модули (BM), проводящие оболочки (Shell), задние пластины (BP), вакуумную камеру (VV) и систему полоидальных катушек (PF).

Последовательность вычислений в структурной схеме системы управления положением плазмы такова: после вычисления с помощью кода восстановления равновесия профиля плотности плазменного тока (J_p) вычисляются постоянная времени вихревых токов (τ_s) и взаимные индуктивности между плазмой и катушками с помощью кода вихревого тока EDDYCAL. После этого с учетом данных, полученных из анализа равновесия и вихревого тока, рассчитываются эволюция движения плазмы (в вертикальном и радиальном направлениях), вихревые токи и токи управляющих катушек. Разработанный код численного моделирования может обрабатывать точные модели вакуумной камеры и компонентов внутри нее [44].

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Помимо моделирования и реализации систем управления плазмой в ITER в настоящей части обзора приведены сведения о разработке первой термоядерной электростанции DEMO, включая разработку конструкций, полоидальных систем и системы управления положением плазмы. Представлены 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 (Великобритания), Глобус-М2 (Россия), NSTX (США).

Ведутся работы по интегрированию систем магнитного и кинетического управления плазмой, где важным направлением является управления профилями плазменных параметров (плотности тока, запаса устойчивости q , плотности, температуры). Это направление, в частности, должно привести к пониманию, какие профили плазменных параметров должны быть обеспечены, чтобы не возникали большие срывы. Обзору методов и систем кинетического управления плазмой будет посвящена четвертая часть обзора.

ЛИТЕРАТУРА

1. Митришкин Ю.В., Корнеев П.С., Прохоров А.А. и др. Управление плазмой в токамаках. Часть 1. Проблема управляемого термоядерного синтеза. Токамаки. Компоненты систем управления // Проблемы управления. — 2018. — № 1. — С. 2—20. [Mitrishkin, Y.V., Korenev, P.S., Prokhorov, A.A., et al. Plasma Control in Tokamaks. Part 1. Controlled thermonuclear fusion problem. Tokamaks. Components of control systems // Advances in Systems Science and Applications. — 2018. — Vol. 18, No. 2. — P. 26—52.]
2. Митришкин Ю.В., Корнеев П.С., Прохоров А.А. и др. Управление плазмой в токамаках. Часть 2. Системы магнитного управления плазмой // Проблемы управления. — 2018. — № 2. — С. 2—30. [Mitrishkin, Y.V., Kartsev, N.M., Pavlova, E.A., et al. Plasma Control in Tokamaks. Part 2. Magnetic Plasma Control Systems // Advances in Systems Science and Applications. — 2018. — Vol. 18, No. 3. — P. 39—78.]
3. Митришкин Ю.В., Карцев Н.М., Коньков А.Е., Патров М.И. Управление плазмой в токамаках. Ч. 3.1. Системы магнитного управления плазмой в ITER // Проблемы управления. — 2019. — № 3. — С. 3—15. [Mitrishkin, Y.V., Kartsev, N.M., Konkov, A.E., Patrov, M.I. Plasma control in tokamaks. Part 3.1. Plasma Magnetic Control Systems in ITER // Control Sciences. — 2019. — No. 3. — P. 3—15. (In Russian)]
4. Doyle, E.J., DeBoo, J.C., Ferron, J.R., et al. Demonstration of ITER operational scenarios on DIII-D // Nuclear Fusion. — 2010. — Vol. 50, No. 7.
5. Wesson, J. Tokamaks: 3rd ed. — Oxford: Clarendon Press, 2004. — 749 p.
6. Colnel, J., Ravenel, N., Nouaillietas, R., et al. Adapting DCS real time framework for WEST plasma control // Fusion Engineering and Design. — 2018. — Vol. 129. — P. 24—28.
7. Nardon, E., Heumann, H., Artaud, J.F., et al. Magnetic configuration and plasma start-up in the WEST tokamak // 45th EPS Conference on Plasma Physics, 2018, Prague, Czech Republic. — 2018. — URL: <https://hal.archives-ouvertes.fr/hal-01959689/file/O3.110.pdf> (date of access: 19.03.2019).
8. Bourdelle, C., Artaud, J.F., Basiuk, V., et al. WEST Physics Basis // Nuclear Fusion. — 2015. — Vol. 55, No. 6.
9. Khayrutdinov, R.R. and Lukash, V.E. Studies of Plasma Equilibrium and Transport in a Tokamak Fusion Device with the Inverse-Variable Technique // Journal Comp. Physics. — 1993. — Vol. 109, iss. 2. — P. 193—201.
10. Докука В.Н., Кадури А.В., Митришкин Ю.В., Хайрутдинов Р.Р. Синтез и моделирование H_{∞} -системы магнитного управления плазмой в токамаке-реакторе // Автоматика и телемеханика. — 2007. — № 8. — С. 126—145. [Dokuka, V.N., Kadurin, A.V., Mitrishkin, Y.V., Khayrutdinov, R.P. Synthesis and modeling of the H_{∞} -system of magnetic control of the plasma in the tokamak-reactor // Automation and Remote Control. — 2007. — Vol. 68, iss. 8. — P. 1410—1428.]
11. Mitrishkin, Y.V., Dokuka, V.N., Khayrutdinov, R.R. Linearization of ITER plasma equilibrium model on DINA code // Proc. of 32nd EPS Plasma Physics Conference. — Tarragona, Spain, 2005. — ID P5.080.
12. Митришкин Ю.В., Коростелев А.Я., Докука В.Н., Хайрутдинов Р.Р. Синтез и моделирование двухуровневой системы магнитного управления плазмой токамака-реактора // Физика плазмы. — 2011. — Т. 37, № 4. — С. 307—349. [Y.V. Mitrishkin, A.Y. Korostelev, V.N. Dokuka, and R.R. Khayrutdinov. Synthesis and Simulation of a Two_Level Magnetic Control System for Tokamak_Reactor Plasma. Plasma Physics Reports, 2011, Vol. 37, No. 4, pp. 279—320. Pleiades Publishing, Ltd., 2011].
13. Applied Dynamics International. Solutions in Real Time. — URL: <http://www.adi.com> (date of access: 01.02.2019).
14. Walker, M.L., Humphreys, D.A., Leuer, J.A., et al. Practical Control Issues on DIII-D and Their Relevance for ITER // General Atomics, Engineering Physics Memo, EPM111803a. — 2003.
15. Mitrishkin, Y.V., Efremov, A.A., Zenkov, S.M. Experimental Test Bed for Real Time Simulations of Tokamak Plasma Control Systems // Journal of Control Engineering and Technology. — 2013. — Vol. 3. — I. 3. — P. 121—130.
16. CODAC Core System Overview (34SDZ5). (URL: http://static.iter.org/codac/pcdh7/Folder%201%2F3-CODAC_Core_System_Overview_34SDZ5_v6_1.pdf).
17. CODAC Plant Control Design Handbook (URL: <https://www.iter.org/mach/codac/PlantControlHandbook>).
18. EPICS. Experimental Physics and Industrial Control System (URL: <https://epics.anl.gov>).
19. ITER catalogue for I&C products. Slow controllers PLC (URL: http://static.iter.org/codac/pcdh7/Folder%202%2F7-ITER_catalogue_for_I%26C_products_-_Slow_c_333J63_v3_3.pdf).
20. ITER Catalog of I&C products. Fast Controllers (URL: http://static.iter.org/codac/pcdh7/Folder%202%2F9-ITER_Catalog_of_I%26C_products_-_Fast_Cont_345X28_v2_4.pdf).
21. Winter, A., Makijarvi, P., Simrock, S., et al. Towards a preliminary design of the ITER plasma control system architecture // Fusion Engineering and Design. — 2014. — Vol. 89, iss. 3. — P. 143—272.
22. Winter, A., Ambrosino, G., Bauvir, B., et al. Implementation strategy for the ITER plasma control system // Fusion Engineering and Design. — 2015. — Vol. 96—97. — P. 720—723.
23. Walker, L., Ambrosino, G., Tommasi, G.De, et al. The ITER Plasma Control System Simulation Platform // Fusion Engineering and Design. — 2015. — Vol. 96—97. — P. 716—719.
24. Imbeaux, F., Pinches, S.D., Lister, J.B., et al. Design and first applications of the ITER integrated modelling & analysis suite // Nuclear Fusion. — 2015. — Vol. 55, No. 12.
25. The Kepler Project (URL: <http://kepler-project.org>).
26. Snipes, J.A., Albanese, R., Ambrosino, G., et al. Overview of the preliminary design of the ITER plasma control system // Nuclear Fusion. — 2017. — Vol. 57, No. 12.
27. Vries, P.C. de, Snipes, J.A., Zabeo, L., et al. Preparing the Plasma Control System final design for ITER first plasma operations // Fusion Engineering and Design. — 2018. — Vol. 129. — P. 334—340.
28. Vries, P.C. de, and Gribov, Y. Size matters: ITER breakdown and plasma initiation revisited // Proc. 45th European Physical Society Conference on Plasma Physics. — Prague, Check Republic, 2018. — O3.109.
29. Gribov, Y., Kavin, A.A., Lukash, V.E., et al. Progress in simulation of ITER First Plasma operation // Proc. 45th European Physical Society Conference on Plasma Physics. — Prague, Check Republic, 2018. — P. 1.1075.
30. Raupp, G., Pautasso, G., Rapson, et al. Preliminary exception handling analysis for the ITER plasma control system // Fusion Engineering and Design. — 2017. — Vol. 123. — P. 541—545.
31. Treutterer, W., Rapson, C.J., Raupp, G., et al. Towards a preliminary design of the ITER plasma control system architecture // Fusion Engineering and Design. — 2017. — Vol. 115. — P. 33—38.
32. Vries, P.C. de, Pautasso, G., Nardon, E., et al. Scaling of the MHD perturbation amplitude required to trigger a disruption and predictions for ITER // Nuclear Fusion. — 2006. — Vol. 56, No. 2.
33. Moreno, R., Vega, J., Murari, A., et al. Robustness and increased time resolution of JET Advanced Predictor of Disruptions // Plasma Physics and Controlled Fusion. — 2014. — Vol. 56, No. 11.
34. Chuyanov V., Gryaznevich M. Modular fusion power plant // Fusion Engineering and Design. — 2017. — Vol. 122. — P. 238—252.
35. Gryaznevich, M., Sykes, A., Costley, A.E., et al. The spherical tokamak path to fusion power, revisited // Proc. of 40th EPS Conference on Plasma Physics. — Espoo, Finland, 2013. — P. 2.111.

36. Gryaznevich, M.P., Chuyanov, V.A., Kingham, D., et al. Advancing Fusion by Innovations: Smaller, Quicker, Cheaper // *Journal of Physics: Conference Series*. — 2015. — Vol. 591.
37. Shatalov, G., Kirillov, I., Sokolov, Yu., et al. Russian DEMO-S reactor with continuous plasma burn // *Fusion Engineering and Design*. — 2000. — Vol. 51–52. — P. 289–298.
38. Feng, K.M., Zhang, G.S., Zheng G.Y., et al. Conceptual design study of fusion DEMO plant at SWIP // *Fusion Engineering and Design*. — 2009. — Vol. 84, No. 12. — P. 2109–2113.
39. Kim, K., Oh, S., Park, J.S., et al. Conceptual design study of the K-DEMO magnet system // *Fusion Engineering and Design*. — 2015. — Vol. 96–97. — P. 281–285.
40. Utoh, H., Asamura, N., Tobita, K., et al. Application of inter-linked superconducting coils for central solenoid and advanced divertor configuration of DEMO // *Fusion Engineering and Design*. — 2014. — Vol. 89, No. 9. — P. 2456–2460.
41. Maione, I., Vaccaro, A. Analysis of electromagnetic loads on EU-DEMO inboard and outboard blanket vertical segments // *Fusion Engineering and Design*. — 2014. — Vol. 89, No. 7. — P. 1314–1318.
42. Duchateau, J.L., Hertout, P., Saoutic, B., et al. Conceptual integrated approach for the magnet system of a tokamak reactor // *Fusion Engineering and Design*. — 2014. — Vol. 89, No. 11. — P. 2606–2620.
43. Bachmann, C., Aiello, G., Albanese, R., et al. Initial DEMO tokamak design configuration studies // *Fusion Engineering and Design*. — 2015. — Vol. 98–99. — P. 1423–1426.
44. Utohab H., Takase H., Sakamoto Y., et al. Analysis of plasma position control for DEMO reactor // *Fusion Engineering and Design*. — 2016. — Vol. 109–111. — P. 1386–1391.
45. Utoh, H., Tobita, K., Asakura, N., Sakamoto, Y. Evaluation of remote maintenance schemes by plasma equilibrium analysis in Tokamak DEMO reactor // *Fusion Engineering and Design*. — 2014. — Vol. 89, No. 11. — P. 2588–2593.
46. Shinya, K. Equilibrium analysis of tokamak plasma // *J. Plasma Fusion Res.* — 2000. — Vol. 76. — P. 479–488.
47. Kameari, A. Transient eddy current analysis on thin conductors with arbitrary connections and shapes // *J. Comput. Phys.* — 1981. — Vol. 42. — P. 124–140.
48. Kasai, M., Kameari, A., Matsuoka, F., et al. Simulation studies on plasma position control for the next generation tokamak machines with up-down asymmetry // *Fusion Eng. Des.* — 1988. — Vol. 5. — P. 343–356.

Статья представлена к публикации членом редколлегии Е.Я. Рубиновичем.

Поступила в редакцию 22.01.2019, после доработки 25.02.2019.

Принята к публикации 5.03.2019.

Митришкин Юрий Владимирович — д-р техн. наук, Московский государственный университет им. М.В. Ломоносова; Институт проблем управления им. В.А. Трапезникова РАН, г. Москва, ✉ yvm@mail.ru,

Карцев Николай Михайлович — канд. техн. наук, Институт проблем управления им. В.А. Трапезникова РАН, г. Москва, ✉ n.kartsev@yandex.ru,

Коньков Артем Евгеньевич — аспирант, Московский государственный университет им. М.В. Ломоносова, Институт проблем управления им. В.А. Трапезникова РАН, г. Москва, ✉ konkov@physics.msu.ru,

Патров Михаил Иванович — канд. физ.-мат. наук, Физико-технический институт им. А.Ф. Иоффе РАН, г. Санкт-Петербург, ✉ michael.patrov@mail.ioffe.ru.

PLASMA CONTROL IN TOKAMAKS. Part 3.2. Simulation and Realization of Plasma Control Systems in ITER and Constructions of DEMO

Y.V. Mitrishkin^{1,2,#}, N.M. Kartsev², A.E. Konkov^{1,2}, M.I. Patrov³

¹ Lomonosov Moscow State University, Russia

² V.A. Trapeznikov Institute of Control Sciences of Russian Academy of Sciences, Moscow, Russia

³ Ioffe Institute of Russian Academy of Sciences, Saint-Petersburg, Russia

✉ yvm@mail.ru

Abstract. Experimental testing of ITER scenarios on DIII-D (US) and WEST (France) tokamaks, approaches to simulation and realization of plasma control systems in ITER, preparation of ITER plasma control systems for starting and exploitation are presented. The road maps, which are known in Europe, for development and creation of the first fusion power plant DEMO (the next step after ITER) are shown. These maps give two directions of DEMO development: (i) conventional tokamaks with relatively large aspect ratio and (ii) spherical tokamaks of modular type allowing to notably reduce the time of DEMO creation and to get competitive cheap electrical energy. The basic trends in DEMO poloidal systems design are given, and the initial version of DEMO plasma vertical position control system is presented.

Keywords: tokamak, plasma, plasma magnetic control, ITER, DEMO constructions.

Funding. The work is performed with financial support of Russian Foundation of Basic Research (grant No. 17-18-00293) and Russian Science Foundation (grant No. 17-19-01022).