УДК 681.51:621.3.002.5:621.039.6:533.95

УПРАВЛЕНИЕ ПЛАЗМОЙ В ТОКАМАКАХ[1]. Ч. 2. Системы магнитного управления плазмой

Ю.В. Митришкин, Н.М. Карцев, Е.А. Павлова, А.А. Прохоров, П.С. Коренев, М.И. Патров

Рассмотрены различные системы магнитного управления положением, током и формой плазмы в действующих токамаках, как в вытянутых по вертикали, так и в сферических. Описаны системы подавления резистивных пристеночных мод в токамаке DIII-D. Приведены конструкции и поперечные сечения токамаков, структурные схемы систем управления плазмой, уделено внимание принципам действия систем управления плазмой, приведены результаты экспериментов по управлению плазмой в токамаках. Представлены различные технические реализации систем магнитного управления плазмой в токамаках.

Ключевые слова: токамак, плазма, магнитное управление плазмой, управление положением плазмы, управление током и формой плазмы, подавление резистивных пристеночных мод, реализация систем управления плазмой.

ВВЕДЕНИЕ

Первая часть [1] обзора была посвящена общей проблеме управляемого термоядерного синтеза. В ней рассмотрены основные характерные особенности токамаков и компоненты систем управления плазмой, описаны конструкции токамаков. В частности, рассмотрена диагностическая система сферического токамака Глобус-М, экспериментальные данные с которого были использованы в МГУ им. М.В. Ломоносова и Институте проблем управления (ИПУ) им. В.А. Трапезникова РАН для разработки оригинальных систем управления положением, током и формой плазмы.

Во второй части обзора рассматриваются системы магнитного управления высокотемпературной плазмой (полностью ионизованного газа) в токамаках как сложного, распределенного в пространстве динамического объекта с неопределенностями, подверженного воздействию неконтролируемых возмущений. Плазма в магнитном поле термодинамически неравновесна и как следствие, подвержена различного рода неустойчивостям, которые явились причиной относительно медленного приближения параметров плазмы к критерию Лоусона.

Научное направление, связанное с разработкой, исследованием и усовершенствованием токамаков, получило развитие в нашей стране под руководством академика Л.А. Арцимовича [2], а затем распространилось по всему миру [3, 4]. Первые токамаки имели круглое поперечное сечение и были предназначены для широкомасштабного исследования физики высокотемпературной плазмы, наблюдалась тенденция роста их размеров. К таким токамакам относится ряд установок Института атомной энергии (ИАЭ) им. И.В. Курчатова (г. Москва): Т-3, Т-4, Т-7, ТО-1, Т-10 и Т-15; Физико-технического института (ФТИ) им. А.Ф. Иоффе, (г. Санкт-Петербург) токамак ТУМАН-3 (Тороидальная установка с магнитным адиабатическим нагревом), а также зарубежные установки: PLT, TFTR (*Test Fusion Tokamak Reactor*), США; TORE-SUPRA, Франция; TEXTOR-94, Германия, FT-U, Италия и др.

Особенность последующего поколения токамаков состоит в вытянутости по вертикали поперечного сечения. Эта особенность дает возможность

[1] Работа выполнена при финансовой поддержке Российского научного фонда, грант № 17-19-01022 (§ 2—6) и Российского фонда фундаментальных исследований, грант № 17-08-00293 (Введение, § 1).

повысить давление плазмы и увеличить нагрев собственным током [5]. Плата за эти преимущества проявляется в неизбежной неустойчивости плазмы по вертикали из-за ее вытягивания магнитными полями. Тем не менее, токамаки с вытянутой по вертикали плазмой служат в настоящее время основной экспериментальной базой исследований проблемы управляемого термоядерного синтеза, это установки: JET (Joint European Torus), Великобритания, JT-60U, Япония, ASDEX UPGRADE, Германия (Институт им. Макса Планка), DIII-D, C-MOD, США, TCV, Швейцария, COMPASS, Чехия; EAST (Experimental Advanced Superconducting Tokamak), Китай, KSTAR (Korean Superconducting Tokamak Reactor), Южная Корея.

Появились также сферические токамаки с малым аспектным отношением: MAST (Mega-Amp Spherical Tokamak), Великобритания; NSTX (National Spherical Torus Experiment), США; Глобус-М, Россия, ФТИ им. А.Ф. Иоффе РАН, которые позволяют еще более увеличить газокинетическое давление плазмы при заданном магнитном поле и могут в итоге привести к дополнительному снижению стоимости реактора.

Плазма, как объект автоматического управления, обладает рядом особенностей, которые создают трудности как принципиального, так и технического порядка:

— плазма представляет собой распределенную систему с бесконечным числом степеней свободы;

— несовершенство теоретических моделей и недостаточная изученность процессов, протекающих в плазме, порождает существенные неопределенности в структуре и параметрах ее моделей;

— плазма — нестационарный объект: параметры плазмы при ее создании и нагреве в одном рабочем цикле или эксперименте могут меняться за короткое время на несколько порядков;

— плазма может быть неминимально-фазовым объектом, так как по некоторым каналам управления передаточные функции его в предположении «замороженности» параметров плазмы могут содержать как полюсы, так и нули с положительными действительными частями;

— плазма подвержена воздействию неконтролируемых возмущений, которые в некоторых случаях могут быть оценены в темпе наблюдений по входным и выходным величинам объекта;

— плазма служит источником широкополосных малоизученных шумов, что затрудняет идентификацию ее параметров;

— плазма по своей природе является нелинейным динамическим объектом;

— большие значения собственных частот колебаний плазмы требуют высокого быстродействия и значительных мощностей управляющих систем;

— исполнительные устройства, формирующие входные воздействия на плазму, могут содержать преобразователи энергии с нелинейными (часто разрывными) характеристиками, временн*ы*ми зонами нечувствительности и транспортными запаздываниями, что существенно затрудняет синтез и анализ замкнутых систем управления плазмой;

— сложность динамики и нелинейность исполнительных устройств служат дополнительными источниками неопределенностей при построении моделей объекта управления — плазмы в токамаке;

— диагностические средства в термоядерных установках во многих случаях имеют неопределенности при идентификации плазмы, что также вносит свой вклад в общую неопределенность моделей плазмы.

Несмотря на наличие особенностей плазмы, которые характеризуют ее как один из самых сложных объектов управления в природе, в 1960-х гг. для удержания плазмы в магнитных ловушках стали применяться, а затем стали играть существенную роль в управляемом термоядерном синтезе системы автоматического управления с обратной связью. Это направление было начато в 1967—1968 гг. в экспериментах на ловушке с магнитными пробками Огра-2 в ИАЭ им. И.В. Курчатова докторами физ.-мат. наук В.В. Арсениным и В.А. Чуяновым. На установке Огре-2 были подавлены желобковая и ионно-циклотронная (кинетическая) неустойчивости плазмы, затем системы управления получили распространение для подавления других неустойчивостей: дрейфовых, ионизационных, винтовой неустойчивости в токамаках, стабилизации θ-пинчей и т. п. В работе [6] приведен детальный обзор результатов экспериментов и исследований по подавлению неустойчивостей плазмы.

На начальном этапе основная задача управления в токамаках заключалась в стабилизации положения плазменного шнура по большому радиусу посредством полоидального (лежащего в меридиональной плоскости) магнитного поля. Первые эксперименты, направленные на решение этой задачи, были проведены в 1971 г. на токамаке ТО-1 совместно сотрудниками ИАЭ им. И.В. Курчатова (Л.Н. Артеменков, И.Н. Головин и др.) и Института кибернетики АН УССР (Ю.И. Самойленко, В.Ф. Губарев и др.) с применением импедансного регулятора [7]. На современных токамаках применяется комбинированное управление равновесием плазмы: программное управление обеспечивает сценарий, а коррекция положения плазмы осуществляется системой обратной связи. Такие системы стали штатными и нашли применение для совместной ортогонально развязанной стабилизации устойчивого горизонтального и неустой-

чивого вертикального положения плазмы в токамаках. Затем этот подход стал применяться для управления формой плазмы посредством ряда обмоток полоидального магнитного поля, и объект управления стал принадлежать классу многосвязных объектов, к каковым относится плазма в ITER [8, 9].

Применение методов автоматического управления для обеспечения устойчивости и равновесия плазмы в термоядерных установках с магнитным удержанием стало общепризнанной необходимостью.

Эксперименты на токамаках показали, что основные параметры плазмы, непосредственно обеспечивающие условия для зажигания термоядерной реакции, исключительно чувствительны даже к небольшим смещениям внешней магнитной поверхности плазменного шнура по отношению к камере или диафрагме, ограничивающей шнур. Таким образом, точностью регулирования равновесия можно значительно снизить интенсивность поступления вредных примесей в плазму и потерю частиц плазмы, позволяя увеличить достижимые значения плотности, температуры и энергетического время жизни плазмы [2, 7—9]. Для эффективного использования внутреннего пространства вакуумной камеры токамаков, а также для снижения инкрементов неустойчивых смещений вытянутой плазмы по вертикали положение границы плазмы стабилизируется как можно ближе к первой стенке, и малейший сбой системы управления может примести к расплавлению камеры. Неконтролируемый выход плазменного шнура на стенку вакуумной камеры ведет к мощному выбросу энергии плазмы наружу, возникновению больших механических нагрузок и повреждению термоядерной установки. Такие сбои не допустимы для термоядерного реактора.

Помимо систем магнитного управления плазмой [8, 9] развиваются системы кинетического управления плазмой [10, 11], дающие возможность управлять профилями плазменных параметров: током плазмы, запасом устойчивости, температурой, плотностью и давлением, а также мощностью горения при термоядерной реакции. Такие системы необходимы для достижения наиболее выгодных (оптимальных) режимов работы будущих термоядерных реакторов.

Исследования по разработке и применению систем управления плазмой в Советском Союзе была начата в ИПУ РАН в лаборатории д-ра техн. наук, профессора Л.Н. Фицнера с 1973 г. Внедрение в практику физического эксперимента разработанных систем, а также их численное исследование на моделях плазмы с распределенными параметрами проводились совместно с сотрудниками ИАЭ им. И.В. Курчатова (г. Москва), Троицкого института инноваций и термоядерных исследований — ТРИНИТИ (г. Троицк, Московская область), ФТИ им. А.Ф. Иоффе (г. Санкт-Петербург), НИИ электрофизической аппаратуры им. Д.В. Ефремова (г. Санкт-Петербург).

К настоящему времени в мире не сложилось общих нормативов для систем управления плазмой в токамаках и общих методик по разработке новых систем управления плазмой. Каждый коллектив специалистов, работающий на действующих токамаках, создает системы управления плазмой в зависимости от возможностей установки и решаемых на ней задач. Поскольку установки имеют разные конфигурации полоидальных систем и ресурсы источников питания, то и системы управления получаются разные. На данный момент, по инициативе американских специалистов, организованы секции, посвященные системам управления плазмой в токамаках, на международной конференции CDC (Conference on Decision and Control). Также по данной тематике выставлен ряд докладов на Всемирном Конгрессе ИФАК в 2014 г. (Ссылки см. по ходу изложения материала обзора). От ИПУ РАН были опубликованы доклады на CDC [12—18], а также на Конгрессах ИФАК [19—21].

1. СИСТЕМЫ УПРАВЛЕНИЯ ПОЛОЖЕНИЕМ ПЛАЗМЫ

Во всех действующих токамаках имеются системы управления положением плазмы, а именно, ее магнитной оси или центра токового шнура в различных исполнениях. Остановимся более детально на некоторых отечественных и зарубежных разработках.

1.1. Токамаки Т-14, Туман-3, ТВД (Россия)

В более ранних отечественных проектах был разработан ряд систем управления положением плазмы — в токамаке Т-14 (ТСП — токамак с сильным полем, ГНЦ РФ ТРИНИТИ, г. Троицк), Туман-3 (тороидальная установка с магнитным адиабатическим нагревом, ФТИ им. А.Ф. Иоффе, г. Санкт-Петербург), ТВД (токамак вытянутый с дивертором, НИЦ «Курчатовский институт», г. Москва).

Для установок Т-14 и Туман-3 были разработаны, промоделированы и внедрены в практику физического эксперимента Туман-3 система управления, оценивающая и компенсирующая внешнее возмущение при стабилизации большого радиуса плазменного шнура [22—25], а также адаптивная автоколебательная система стабилизации горизонтального положения плазмы, минимизирующая

амплитуду автоколебаний на каждом квазипериоде при переменных параметрах объекта управления [26—30]. Аддитивное возмущение и два переменных параметра модели объекта оцениваются адаптивным фильтром Калмана [31]. Для установки ТВД разработана и применена в эксперименте двухконтурная ортогонально развязанная автоколебательная система стабилизации горизонтального и вертикального положений плазмы с тиристорными инверторами напряжения в качестве исполнительных устройств [32—35].

1.2. Токамак Глобус-М (Россия)

Структурная схема системы стабилизации вертикального положения плазмы токамака Глобус-М представлена на рис. 1 [36]. Система управления включает в себя исполнительное устройство на основе инвертора тока [37], нагруженного на обмотку управления горизонтального поля ОУ. Обмотка управления создает радиальное магнитное поле, пропорциональное протекающему через нее току, которое воздействует на плазменный шнур (объект управления) и смещает его в вертикальном направлении Z. Контур обратной связи системы замыкается через регулятор, реализующий пропорционально-дифференцирующий алгоритм управления (обозначения см. рис. 1) $U_{Contr} = -\alpha(\varepsilon + T_d\dot{\varepsilon})$, где $\varepsilon(t) = Z(t) - Z_{ref}(t)$ — ошибка рассогласования, $Z_{ref}(t)$ — задающая уровень вертикального смещения плазмы. Сигнал рассогласования системы ε формируется в виде $\varepsilon = ZI_p - Z_{ref}I_p = K\Psi_R(t) - Z_{ref}I_p$, где $\Psi_R(t)$ — радиальный поток, I_p — ток плазмы, K — коэффициент пропорциональности.

Результаты работы данного варианта системы стабилизации вертикального положения плазмы представлены на рис. 2 (случай стабилизации плазмы в экваториальной плоскости токамака при $Z_{ref} = 0$). Из осциллограммы $\Psi_R(t)$ видно, что система стабилизации вертикального положения плазмы удерживает плазму в экваториальной плоскости ($\Psi_R = 0$) с хорошей точностью вплоть до окончания разрядного импульса. Расчетная вытянутость плазмы, определяемая с помощью кода EFIT, в конце разрядного импульса $k = 2$.

1.3. Токамак JET (Великобритания)

Токамак JET (*Joint European Torus* — объединенный европейский тор) [38] — одна из крупнейших действующих установок в мире. Его магнитная конфигурация близка к конфигурации проекта токамака ITER. В системе магнитного управления токамака JET применяется адаптивная система вертикальной стабилизации плазмы (рис. 3) [38—40], стабилизирующая вертикальную скорость плазмы

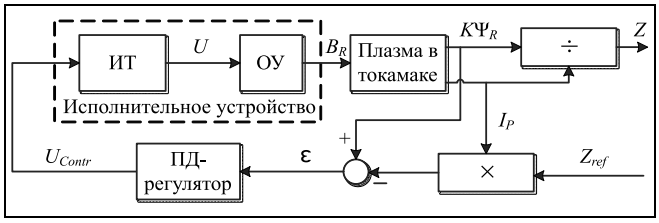

Рис. 1. Структурная схема системы стабилизации вертикального положения плазмы токамака Глобус-М: ОУ — обмотка управления; ИТ — инвертор тока; Ψ_R — радиальный поток [36]; B_R — индукция радиального магнитного поля

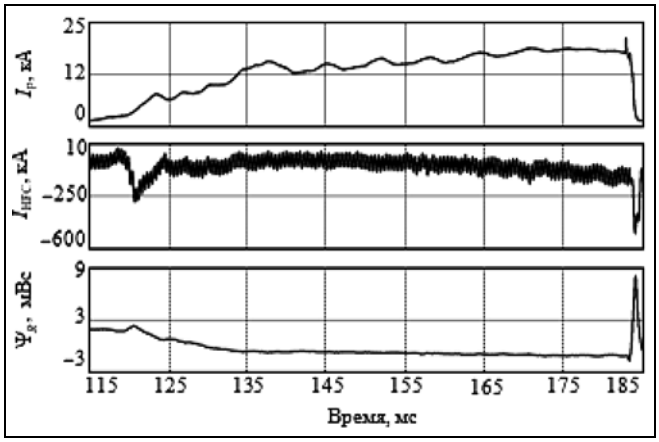

Рис. 2. Осциллограммы $I_p(t)$, $I(t)$, $\Psi_R(t)$: разрядный импульс № 10446 [36]

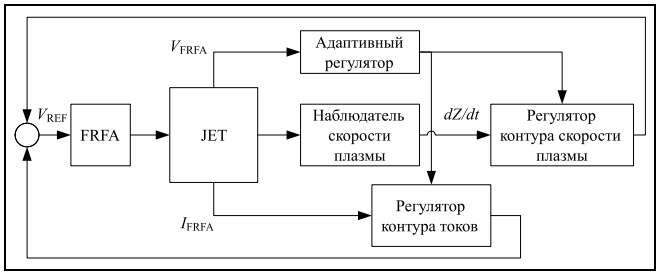

Рис. 3. Система стабилизации вертикальной скорости плазмы относительно нуля на токамаке JET: FRFA (*Fast Radial Field Amplifier*) — быстрый усилитель радиального поля [38]

около нуля и состоящая из трех основных подсистем: регулятора вертикальной стабилизации, регулятора тока в исполнительном устройстве и адаптивного регулятора. В качестве исполнительного устройства используются четыре полоидальных обмотки, подключенные к быстрому усилителю FRFA, способному переключаться между девятью режимами выходного напряжения за время порядка 200 мкс по нелинейному закону с зонами гистерезиса. Измерительная система (Speed Observer)

вычисляет вертикальную скорость плазмы на основе закона Ампера и аппроксимации вертикального момента полного тока как взвешенной суммы измерений магнитного поля вне плазмы [38—40].

Регулятор вертикальной стабилизации представляет собой пропорциональное звено. Однако, вследствие наличия зон нечувствительности и гистерезиса в модели исполнительного устройства поведение системы, замкнутой таким регулятором, будет похоже на случай релейного регулятора: как только скорость плазмы становится больше порогового значения, появляется напряжение на выходе исполнительного устройства, быстро возрастает ток в обмотке, создающий силу, воздействующую на плазму в противоположную сторону. При прохождении нуля скорости плазмы напряжение на выходе исполнительного устройства пропадает. Далее, при достижении противоположного порогового значения появляется обратное напряжение. Таким образом возникает осциллирующий процесс.

Один замкнутый контур стабилизации вертикальной скорости плазмы около нуля не может гарантировать устойчивости плазмы по вертикали [40]. Процесс будет осциллировать около нуля, однако возможен дрейф средних значений вертикального положения плазмы и тока в обмотках управления, поскольку управление ведется по скорости, а не непосредственно по положению. Задача вертикальной стабилизации решается совместно с системой управления формой плазмы, что дает гарантированно устойчивую замкнутую систему управления.

Также необходимо не допустить превышения граничного значения тока в обмотке управления и выхода усилителя FRFA в режим насыщения. Для решения данной задачи применяется медленный ПИ-регулятор, стабилизирующий ток в обмотке управления около нуля. Вследствие неминимальнофазовости модели вертикального движения плазмы [40] коэффициент усиления в данном контуре отрицательный. Риск перегрева усилителя FRFA и выделение тепла на нем зависят от частоты переключений, определяет предел допустимого коэффициента усиления в контуре стабилизации скорости относительно нуля. Данное ограничение усиливается еще и тем, что вертикальная скорость вычисляется по магнитным измерениям, т. е. датчики связаны с полем тока обмотки управления, что создает дополнительные осцилляции.

Модель вертикальной скорости плазмы существенно меняется в течение разряда. Также существенная неопределенность модели возникает при линейной аппроксимации исполнительного устройства, работающего по сложным нелинейным принципам. Таким образом, невозможно воспользоваться одним набором стационарных параметров регуляторов на протяжении всего разряда, поэтому на токамаке JET применяется адаптация параметров регулятора вертикальной стабилизации.

Существует аппроксимация зависимости частоты f_{sw} переключений усилителя FRFA от коэффициента усиления k_{vs} в контуре стабилизации вертикальной скорости и от модуля γ единственного неустойчивого полюса ее линейной модели [38—40]: $f_{sw} = \gamma f(k_{vs})$, где f — монотонная функция. На основе данного соотношения работает адаптивный регулятор, уводящий режим усилителя FRFA от насыщения. В токамаке JET частота переключений усилителя FRFA находится около 500 Гц, что гарантирует от перегрева и обеспечивает малую амплитуду осцилляций плазмы во всем диапазоне изменения значений модуля неустойчивого полюса γ линейной модели вертикального движения плазмы.

1.4. Токамак EAST (Китай)

Стабилизации вертикального положения плазмы и его скорости относительно нуля на токамаке EAST (*Experimental Advanced Superconducting Tokamak* — экспериментальный продвинутый сверхпроводящий токамак) уделяется серьезное внимание, поскольку вертикальная неустойчивость является риском для работы токамаков. В EAST применяется алгоритм управления током и положением плазмы, называемый RZIP [41]. На рис. 4 представлена структурная схема системы управления положением и током плазмы.

Значение тока плазмы измеряется петлей Роговского, а оценки вертикального и горизонтального положения магнитной оси восстанавливаются по сигналам магнитной диагностики вне плазмы. Обратная связь замыкается через ПИД-регуляторы и матрицы $M_\mathrm{matrix}(R_p, Z_p)$ и $M_\mathrm{matrix}(I_p)$ [41]. Управление осуществляется с помощью токов в обмотках полоидальных полей, для которых задающие воздействия состоят из суммы сценарных сигналов и сигналов системы управления с обратной связью. Для управления током плазмы используются обмотки центрального соленоида, вертикальное и горизонтальное положение плазмы управляется обмотками полоидального поля.

Для подавления вертикальной неустойчивости плазмы по вертикали используются дополнительные обмотки, подключенные к быстродействующим источникам питания и расположенные внутри вакуумной камеры, так же как в проекте ITER.

На рис. 5 приведены результаты слежения вертикального и горизонтального положения плазмы в EAST за задающим воздействием в виде треугольных импульсов в реальном эксперименте, разряды 10112 и 10113 соответственно. Ошибка

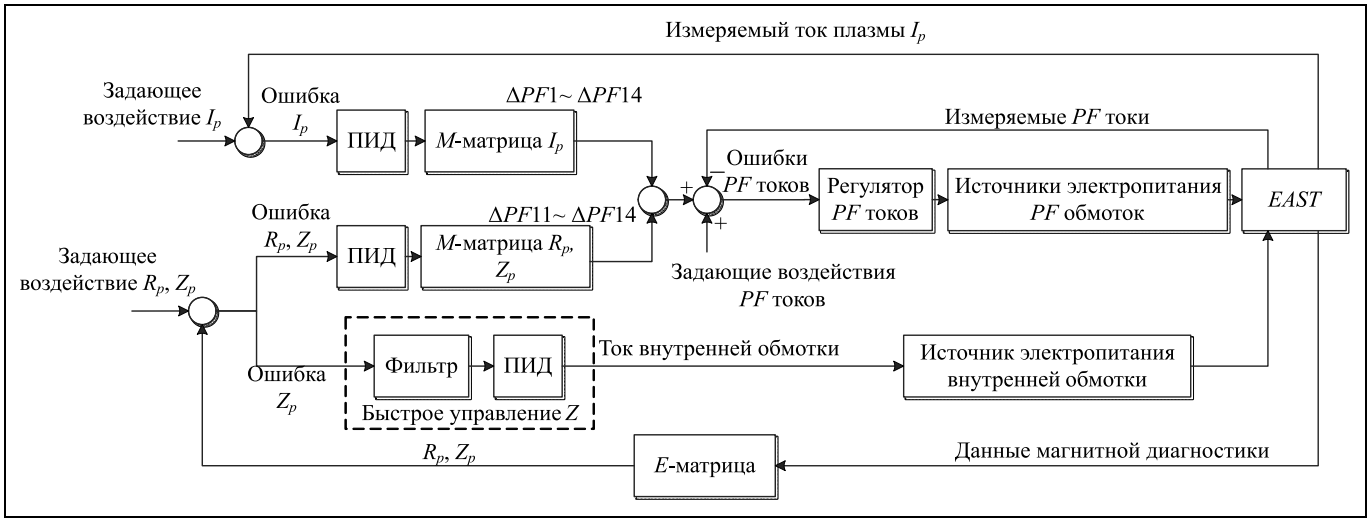

Рис. 4. Структурная схема системы управления током и положением плазмы на токамаке EAST на лимитерной фазе разряда [41]

регулирования по вертикальному положению не превышает 1 мм. Контур управления горизонтальным положением отрабатывает воздействие заметно медленнее вследствие эффекта проникновения поля в проводящие структуры камеры при горизонтальном смещении, по окончании переходного процесса ошибка регулирования не превышает 2 мм.

Итальянской группой CREATE и китайскими специалистами разработана и применена в экспериментальной кампании 2016 г. на EAST система стабилизации вертикальной скорости плазмы относительно нуля, развязанная по частоте с системой управления током и формой плазмы [42]. Управление непосредственно положением плазмы осуществлялось системой управления формой плазмы. Схема регулятора данной системы приведена на рис. 6, она подобна системе управления

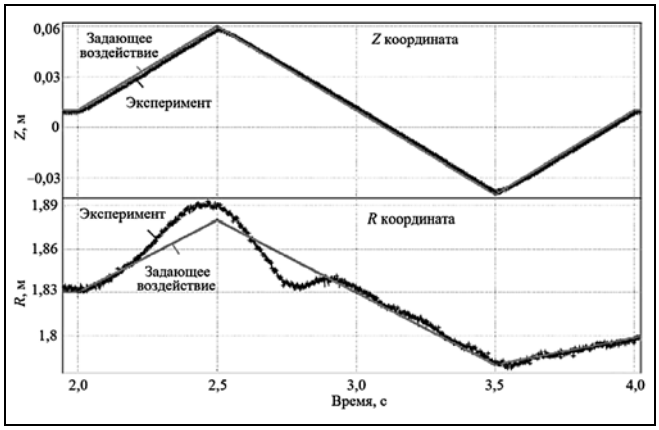

Рис. 5. Слежение за вертикальным и горизонтальным положением плазмы на токамаке EAST [41]

положением плазмы, применяемой на токамаке JET [38—40].

Система управления вертикальным положением плазмы в EAST промоделирована на плазмофизическом коде TSC (Tokamak Simulation Code, США). Утверждается [43], что результаты моделирования по основным параметрам, таким как ток плазмы, форма плазмы и ее положение, контуры потока и магнитные измерения хорошо совпали с данными эксперимента.

2. СИСТЕМЫ УПРАВЛЕНИЯ ПОЛОЖЕНИЕМ, ТОКОМ И ФОРМОЙ ПЛАЗМЫ

Все приведенные токамаки в табл. 2 первой части [1] обзора имеют общее сходство, состоящее в вытянутости по вертикали, но все они отличаются друг от друга полоидальными системами, т. е. системами обмоток, создающих полоидальные поля. Токамак JET имеет железный сердечник, которого нет у других токамаков. У всех остальных токамаков имеется воздушный центральный соленоид. Железный сердечник вносит дополнительные проблемы, связанные с его нелинейной кривой намагничивания. У токамаков DIII-D, NSTX, JT-60U и TCV обмотки полоидального поля находятся внутри обмотки тороидального поля, а у других токамаков наоборот: обмотки полоидального поля расположены вне обмотки тороидального поля. У токамаков EAST и ITER все обмотки сверхпроводящие. У этих токамаков внутри вакуумной камеры находятся обмотки горизонтального поля для стабилизации неустойчивого вертикального положения плазмы, что существенно расширяет область управляемости и устойчивости по вертикальной координате при ограниченной мощности

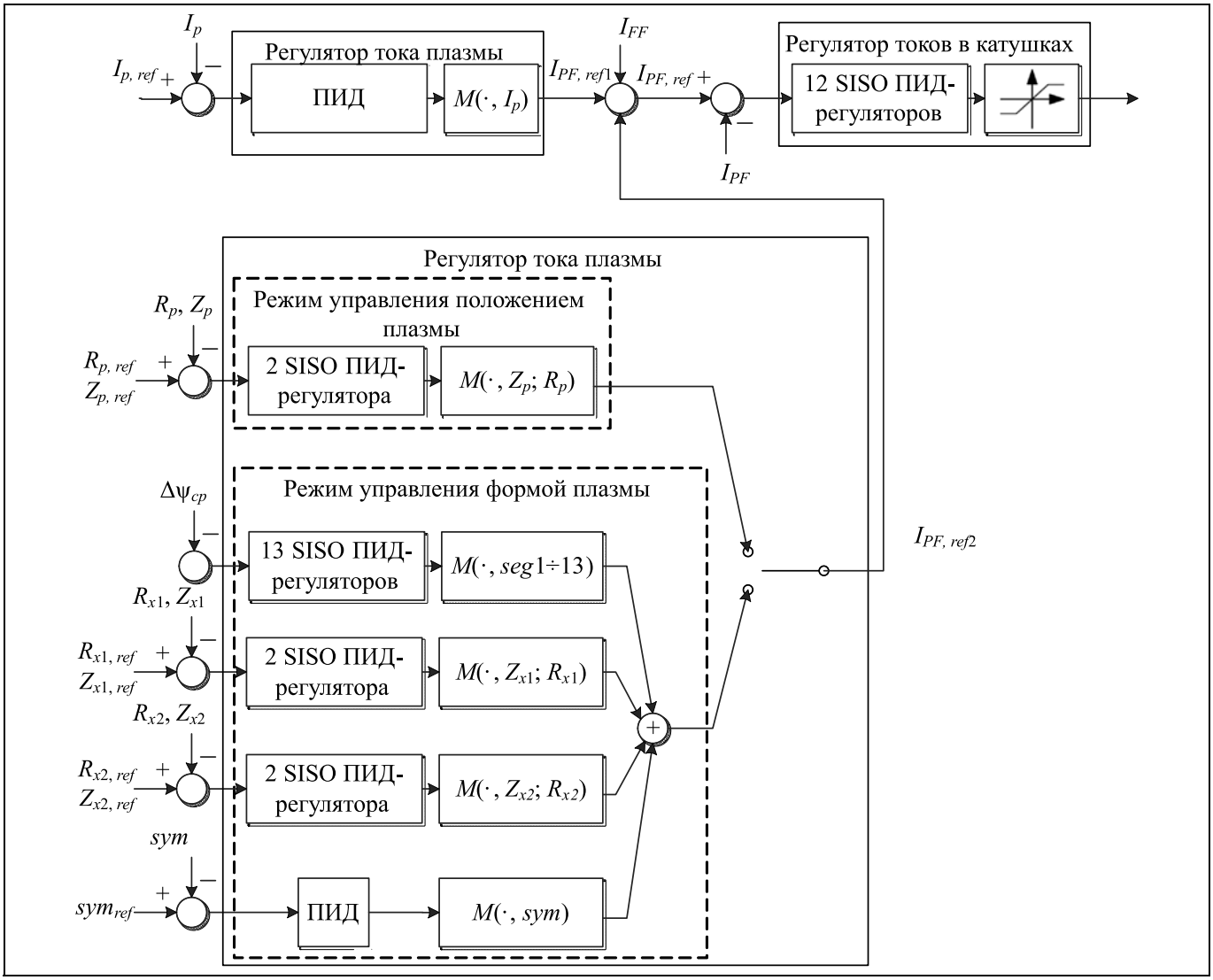

Рис. 6. Упрощенная схема регулятора положения, тока и формы плазмы на токамаке EAST: матрицы *M* применяются для распределения сигналов между 12-ю контурами управления токами в обмотках полоидального поля; задающие воздействия по токам отслеживаются регулятором токов в PFC-катушках [42]

источников электропитания этих обмоток. У всех токамаков обмотки полоидального поля расположены по-разному в пространстве вокруг вакуумной камеры. Такое различие полоидальных систем известных токамаков приводит к различным конфигурациям систем управления положением, током и формой плазмы.

2.1. Токамак DIII-D (США)

Общий вид токамака DIII-D приведен на рис. 7, *а* (см. третью страницу обложки), а магнитная конфигурация плазмы в нем — на рис. 7, *б* [44]. На токамаке DIII-D магнитный поток управляется в 13-ти точках на сепаратрисе (рис. 7, *б*). Структурная схема магнитного управления плазмой в токамаке DIII-D показана на рис. 8, *а*, на рис. 8, *б* показан результат слежения за верхними и нижними зазорами между сепаратрисой и первой стенкой, а также за координатами *X*-точки.

На токамаке DIII-D принята следующая идеология построения системы управления положением, формой и током плазмы [44]. Вертикальная неустойчивость плазмы подавляется с помощью отдельного контура, который стабилизирует вертикальную скорость плазмы относительно нулевого значения (см. рис. 8, *а*). Для управления током плазмы используется набор обмоток. Для управления формой плазмы используются 18 обмоток полоидального поля *F*-катушек. Применяется метод isoflux-управления: по сигналам магнитной диагностики о токах, потоках и полях алгоритмом EFIT в реальном времени вычисляются магнитные

потоки в 13-ти точках на сепаратрисе плазмы, а также вертикальное и горизонтальное положение *X*-точки. Сигналы ошибок между заданными (рефренсными) значениями магнитных потоков на сепаратрисе и координатами *X*-точки подаются на многомерный isoflux-регулятор (MIMO controller). На isoflux-регулятор поступают также сигналы о токах в управляющих обмотках. Выходные сигналы регулятора поступают на входы исполнительных устройств, тем самым замыкая контур многомерной обратной связи. Сам многомерный регулятор формы плазмы синтезируется на основе линейных моделей, которые генерируются специальным пакетом прикладных программ TokSys. Задается набор точек, который определяет желаемое расположение плазменной сепаратрисы и в которых будет вестись управление. Токи в обмотках полоидального поля настраиваются таким образом, чтобы удерживать равные магнитные полоидальные потоки в *X*-точке и всех других граничных точках. Пусть разница между потоком в точках управления и заданными уставками потока в этих точках определена как $\delta\Psi$. Связь между изменениями токов в обмотках управления δI и $\delta\Psi$ можно представить в виде $\delta I = M^{-1}\delta\Psi$. Здесь M^{-1} представляет собой матрицу управления, которая является обратной матрицей к матрице *M*, составленной из значений функции Грина для уравнения Грэда—Шафранова. Матрица *M* представляет собой полоидальный поток в каждой точке управления при единичных токах.

2.2. Токамак ASDEX Upgrade (Германия)

На рис. 9, *а* представлен общий вид токамака ASDEX Upgrade (*Axially Symmetric Divertor Experiment* — модернизированный аксиально симметричный диверторный эксперимент), а на рис. 9, *б* — его поперечное сечение. На данном токамаке ведется управление вертикальным и горизонтальным положением плазмы, а также координатами ударных диверторных точек (рис. 10, 11).

2.3. Токамак JET (Великобритания)

На токамаке JET (рис. 12, см. третью страницу обложки) совместно с вертикальной стабилизацией плазмы применяются различные режимы управления: горизонтальным положением плазмы, токами в обмотках полоидальных полей, то-

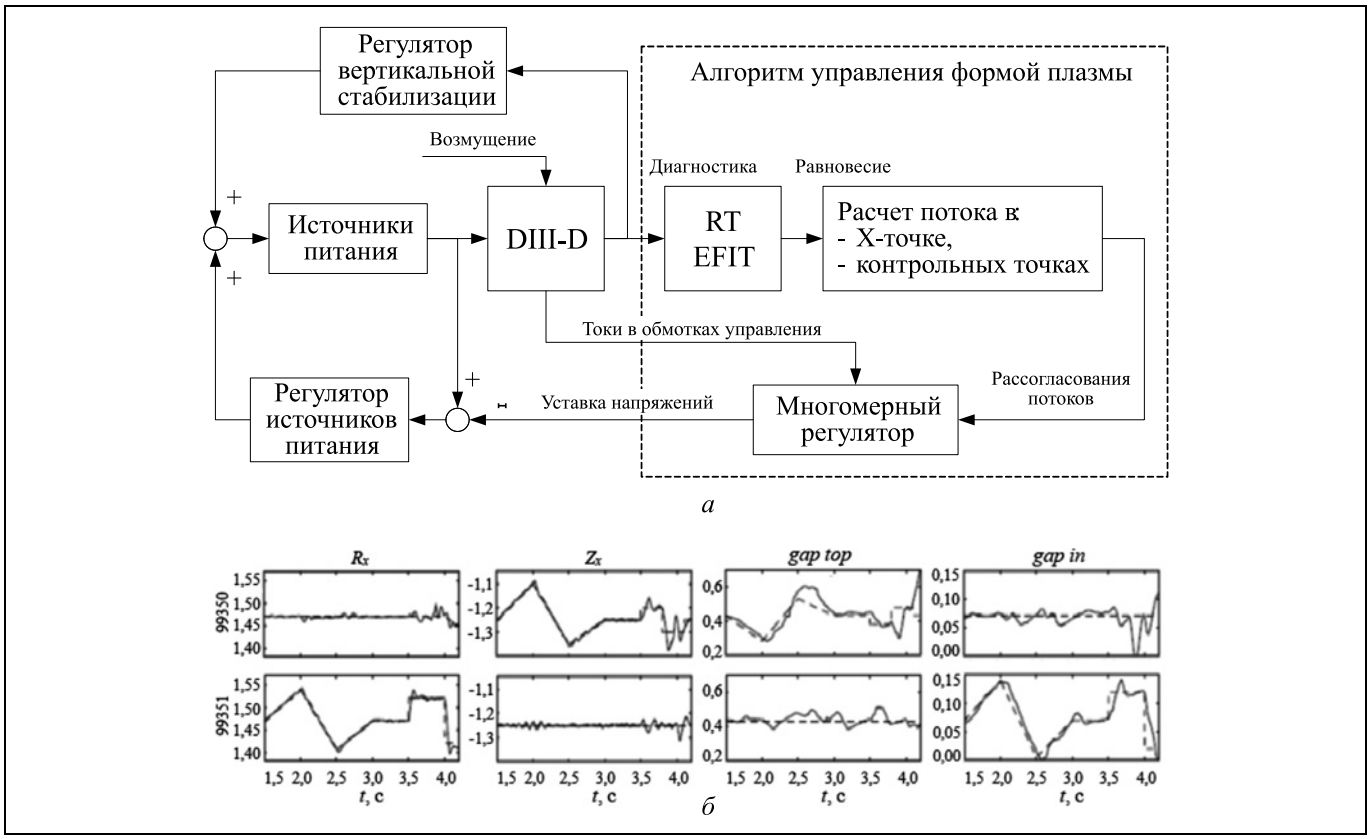

Рис. 8. Управление плазмой в токамаке DIII-D [45]: *а* — структурная схема системы isoflux-управления в 13-ти точках на сепаратрисе (см. рис. 7, *б*); RT — real time (реальное время); *б* — результат управления верхним и левым зазорами между сепаратрисой и первой стенкой, а также координатами *X*-точки

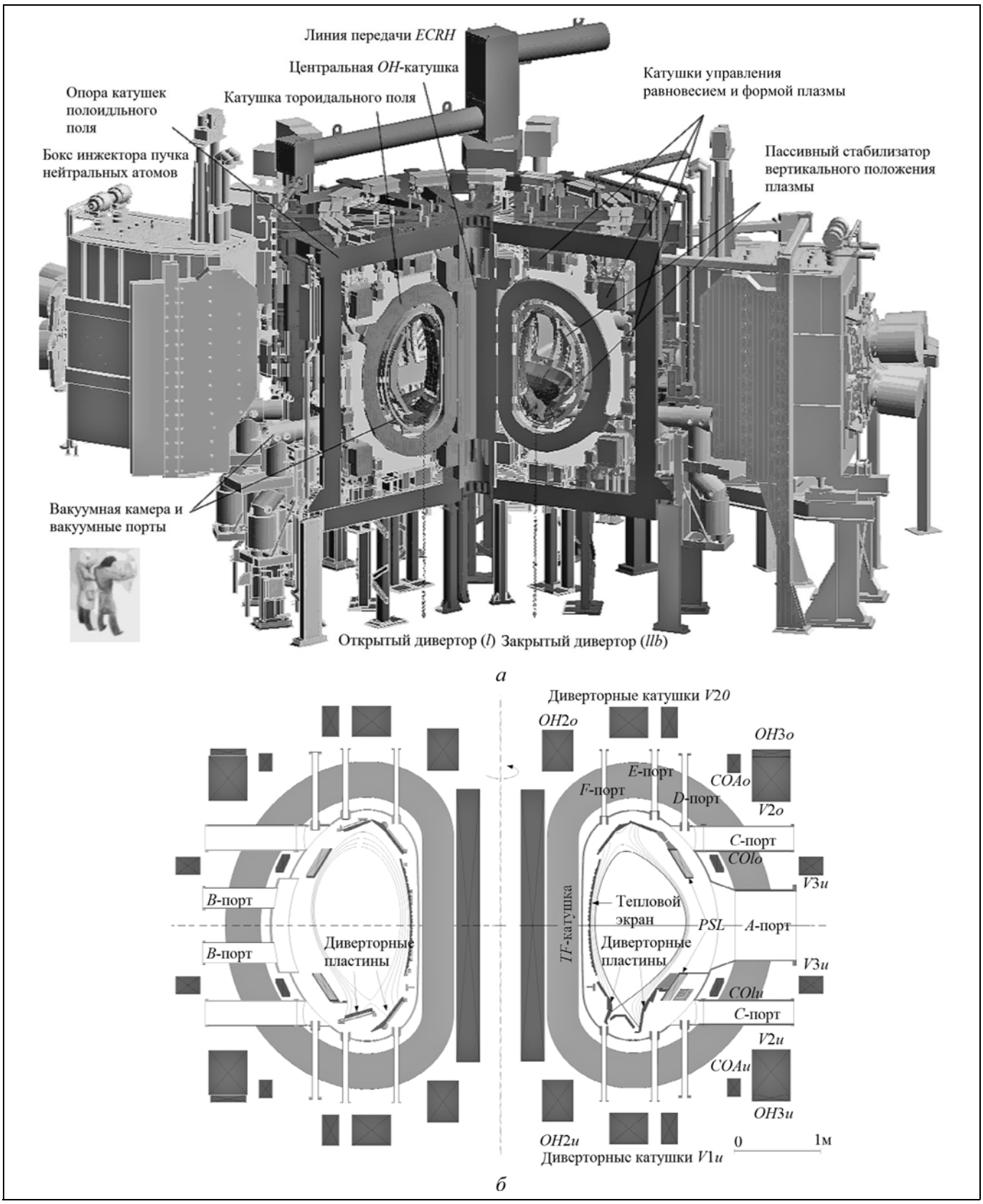

Рис. 9. Токамак ASDEX Upgrade: *а* — общий вид [46]; *б* — поперечное сечение с обмотками полоидального поля [47]; обмотка для управления вертикальным положением плазмы помещена между вакуумной камерой и тороидальной обмоткой

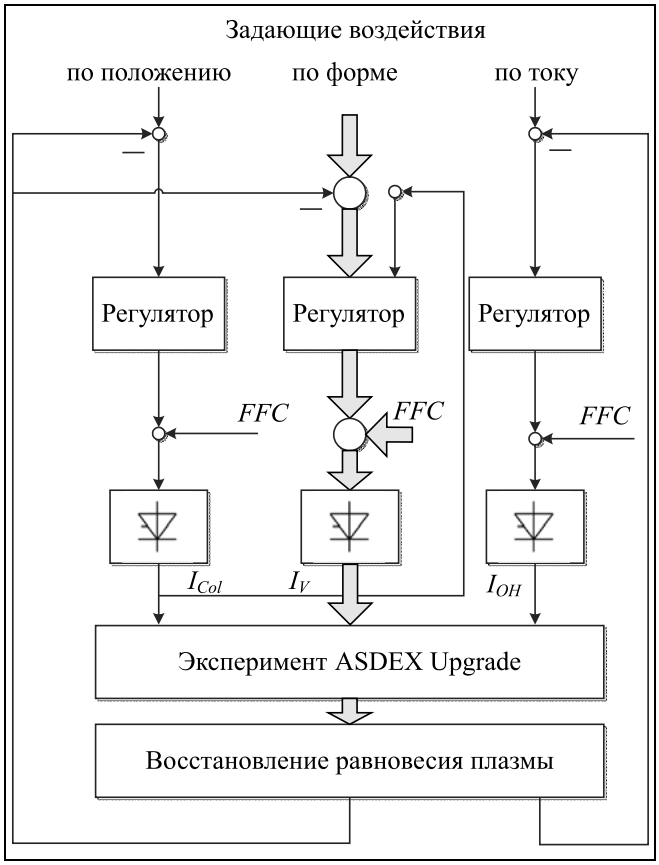

Рис. 10. Структурная схема системы магнитного управления плазмой токамака ASDEX Upgrade [48]

ком плазмы, координатами ударных диверторных точек и режим управления формой плазмы по зазорам между первой стенкой камеры и сепаратрисой [38].

Структура регулятора в JET базируется на физических принципах и основана на векторном уравнении Кирхгофа

$$V_{PF} = M\frac{dI_{PF}}{dt} + RI_{PF},$$

где V_{PF} и I_{PF} — векторы напряжений на обмотках и измеряемые токи в них, M и R — матрицы взаимных индуктивностей и сопротивлений соответственно, управление токами в обмотках полоидальных полей ведется в абсолютных значениях. Для различных режимов управления используются не все, а наиболее эффективные отдельные обмотки или наборы обмоток. Режимы могут комбинироваться: так, большинство разрядов могут проводиться при одновременном использовании режимов управления — токами в обмотках полоидальных полей, током плазмы, координатами ударных диверторных точек и формой плазмы по величинам зазоров. Система управления имеет каскадную структуру [49], приведенную на рис. 13, где в блоке «Система управления формой плазмы» присутствуют элементы управления формой, током плазмы и положением диверторных точек.

Общий закон управления для регуляторов [38] имеет вид: $V_{PF} = R_{est}I_{PF} + K(Y_{ref} - Y)$, где R_{est} — оценка матрицы сопротивлений, K — матричный коэффициент усиления, Y_{ref} и Y — векторы задающего воздействия и измеряемых выходов. В его структуре присутствует элемент компенсации напряжения $R_{est}\,I_{PF}$, на сопротивлении R_{est} что делает поведение замкнутой системы управления токами в обмотках JET близкой к установкам со сверхпроводящими катушками и избавляет от необходимости вводить интегральные компоненты для повышения степени астатизма и достижения требуемой погрешности управления 1—2 % [38]. Матричный коэффициент усиления синтезируется в виде: $K = H^*(M_{est}T^{-1}C^{-1})$, где H — матрица выбора входов/выходов, M_{est} — оценка матрицы взаимной

Рис. 11. Управление положением плазмы и координатами ударных диверторных точек на токамаке ASDEX Upgrade [48]

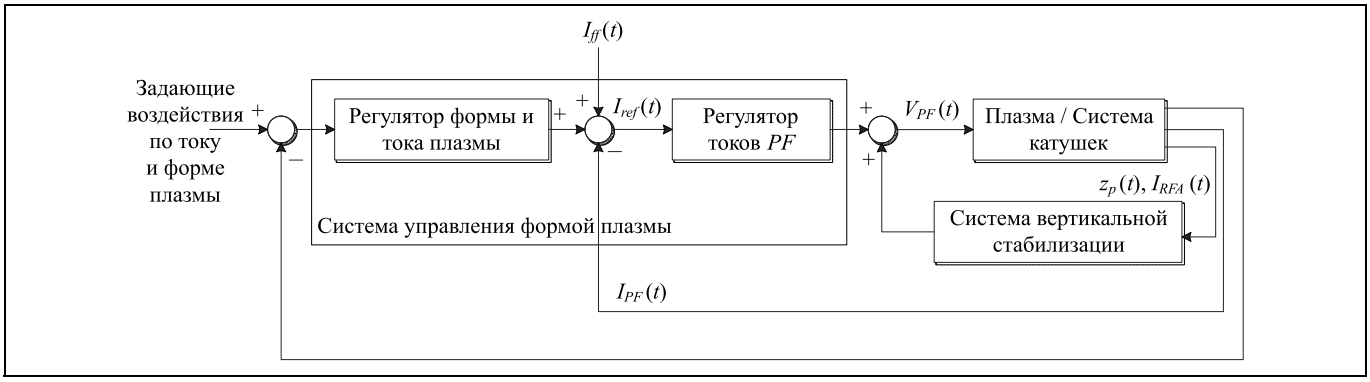

Рис. 13. Структурная схема системы управления положением, формой и током плазмы в токамаке JET [49]

индуктивности, применяемая для развязки токов в обмотках полоидальных полей, T — матрица статического коэффициента усиления, связывающая вариации токов в обмотках с вариациями выходных переменных: $\delta Y = T\delta I_{PF}$, C — матрица желаемых значений постоянных времени в замкнутой системе.

Модель плазмы в камере учитывается как обмотка с распределенным током. При этом пренебрегают сопротивлением и взаимной индуктивностью плазмы со всеми обмотками [50], кроме обмотки $P1$, что оправдано медленной динамикой тока плазмы. На практике, только во время срыва плазма может индуцировать существенное напряжение на обмотках полоидального поля.

Для режима управления горизонтальным положением плазмы используются значения магнитных потоков в точках экваториальной плоскости на внешней и внутренней окружности. Поскольку сепаратриса плазмы представляет собой линию равного потока, то для стабилизации горизонтального положения достаточно свести разность потоков в данных точках к нулю с помощью обмотки $P4$ (рис. 12, *б*, 14, *а*).

В режиме управления формой плазмы по зазорам между первой стенкой камеры и сепаратрисой плазмы для вычисления величины зазоров используется алгоритм XLOC [51]. Реакция зазоров на тестовые сигналы в замкнутой системе управления на токамаке JET показаны на рис 14, *б* при длительности разряда не менее 2 с.

Для управления положением ударных диверторных точек используются полоидальные обмотки $D2$ и $D3$ (см. рис. 12, *б*). В качестве сигналов обратной связи используются сигналы о положении точек пересечения сепаратрисы с двумя вертикальными или горизонтальными осями (конкрет-

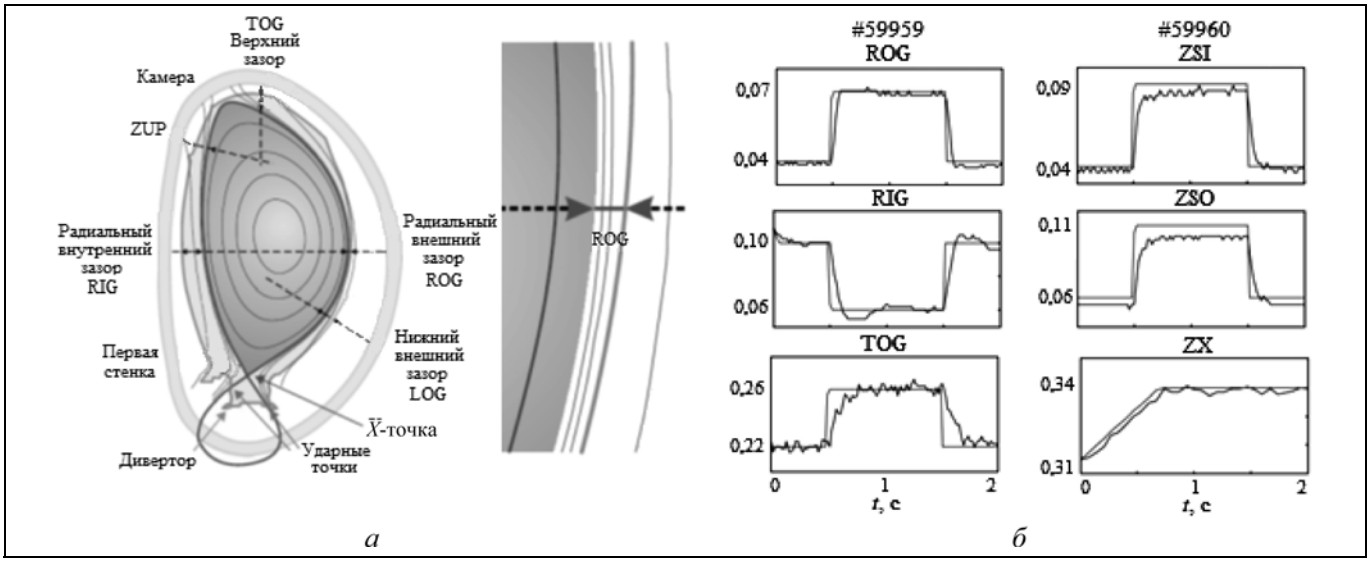

Рис. 14. Токамак JET: *а* — вертикальное сечение, *б* — реакция зазоров на тестовые воздействия [38]

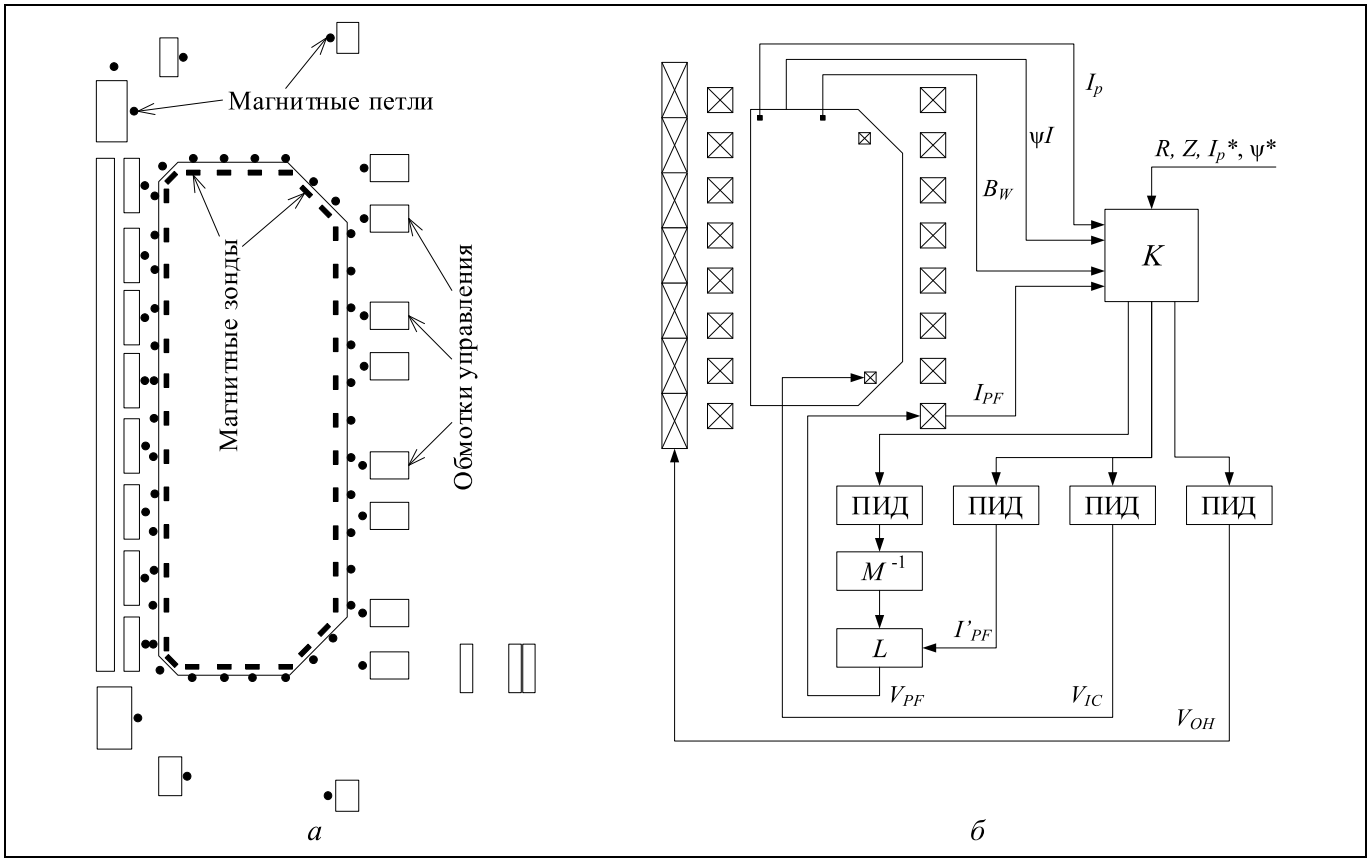

Рис. 15. Токамак TCV: *а* — поперечное сечение; *б* — схема управления формой плазмы по значениям магнитного потока и поля токамака TCV [53]

ный вариант задается оператором). А для рассеяния энергии применяется колебательный режим управления положением ударных диверторных точек, позволяющий распределить энергию по большей площади дивертора. Он реализуется путем введения пилообразного задающего воздействия на частоте 4 Гц при полосе пропускания контура управления в 10 Гц.

2.4. Токамак TCV (Швейцария)

Метод управления формой плазмы в токамаке TCV (*Variable Configuration Tokamak* — токамак с изменяемой конфигурацией) [52] по значениям магнитного потока и поля в определенных точках на сепаратрисе плазмы проиллюстрирован на рис. 15 [53]. В основе метода лежит тот факт, что сепаратриса является линией постоянного магнитного потока, а *X*-точка в диверторной конфигурации — это точка нулевого поля. Таким образом, заранее выбрав сценарий формы плазмы, необходимо выравнивать значения потока в выбранных точках, сводя к нулю поле в предполагаемой *X*-точке. Такой подход не требует вычисления сценария токов в обмотках управления.

Схема управления (рис. 15, *б*) состоит из четырех основных элементов. Один из них элемент *K*, служит для вычисления отклонений магнитного потока и поля на сепаратрисе от сценарных значений как линейной комбинации измерений датчиков вне плазмы. Другой элемент — блок ПИД-регуляторов, по одному на каждый сигнал отклонения, сводящих к нулю значения управляемых величин. Следующий элемент M^{-1} вычисляет производные токов в обмотках полоидальных полей, при которых текущие отклонения будут сведены в ноль за конечное время. Данный расчет проводится для модели магнитной конфигурации без плазмы и токов в пассивных структурах камеры. Наконец, элемент *L* на основе уравнения Кирхгофа рассчитывает требуемые значения напряжений на обмотках полоидальных полей как функцию их токов и производных, а также напряжения на обмотке омического нагрева плазмы. Приведенный алгоритм не учитывает модель плазмы в камере токамака и поэтому, может применяться на протяжении всего сценария разряда, однако он не позволяет достичь высокой степени развязки каналов управления.

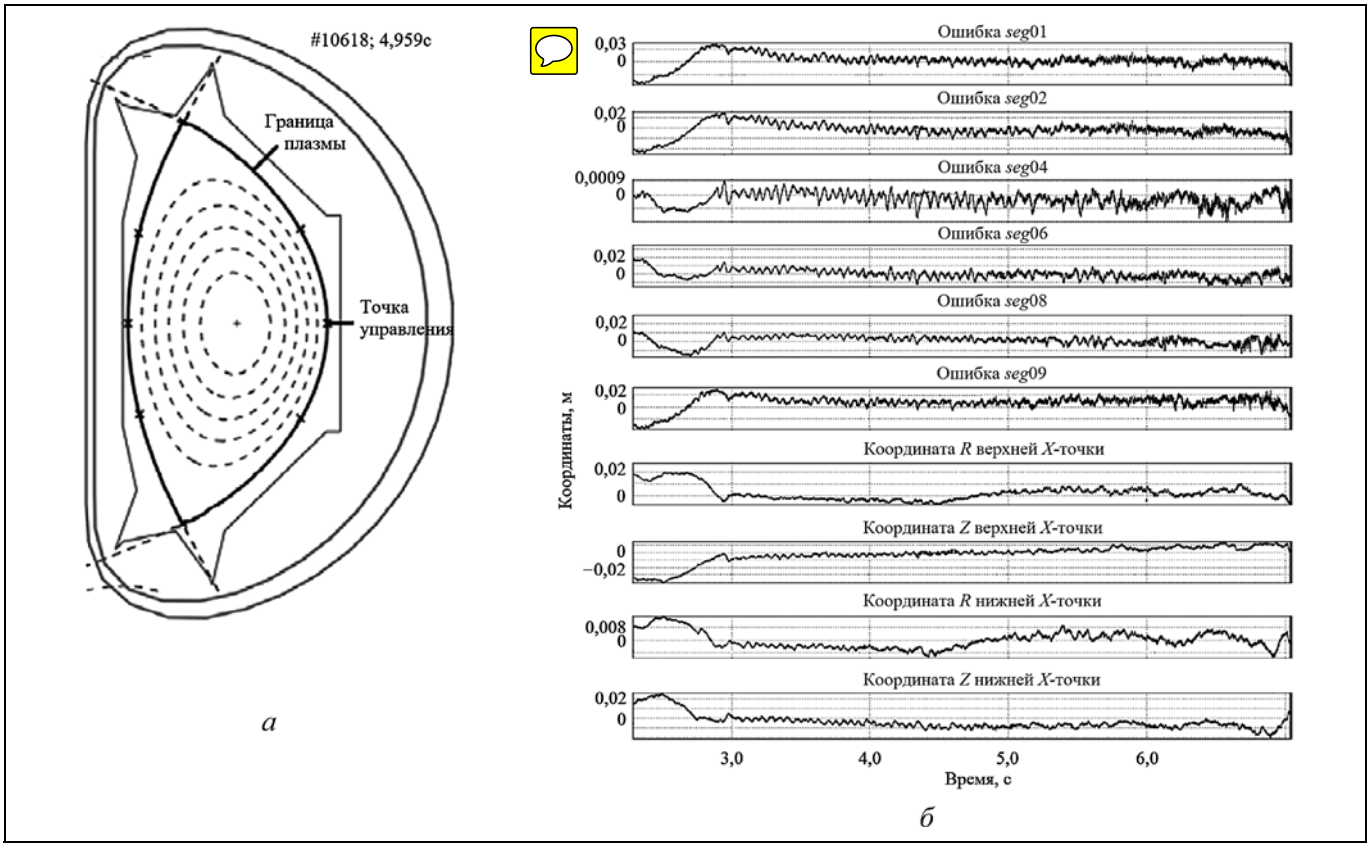

Рис. 18. Стабилизация формы и положения плазмы токамака EAST для разряда 10618: *а* — магнитная конфигурация EAST в момент 4,958 с; *б* — ошибки регулирования в контрольных точках и *X*-точках [41]

Данный подход применен на токамаке KSTAR [54], а его модифицированные версии используются на установках DIII-D, EAST и Alcator C-Mod [55].

2.5. Токамак EAST (Китай)

Полной уменьшенной копией установки ITER является китайский токамак EAST со сверхпроводящими обмотками (рис. 16), в котором имеются управляющие обмотки внутри камеры токамака. Система магнитного управления формой плазмы, разработанная совместно китайскими и американскими специалистами для установки EAST, — одна из наиболее продвинутых.

Применяются два алгоритма управления формой плазмы по принципу isoflux control (управление значениями магнитного потока и поля в определенных точках на сепаратрисе плазмы). Это алгоритмы ISO-elong и ISO-dnull для управления вытянутой лимитерной конфигурацией и дивертерной конфигурацией с двумя *X*-точками, соответственно. На рис. 17 приведена базовая структурная схема системы управления для данных алгоритмов.

В процессе восстановления формы плазмы вычисляются положения характеристических точек на сепаратрисе, таких как *X*-точки или точки касания с лимитером. Максимальное значение магнитного потока по характеристическим точкам выбирается в качестве уставки для всех точек. Затем рассогласования значений магнитного потока используются для замыкания обратной связи через ПИД-регуляторы (см. рис. 17). Значение в каждой контрольной точке управляется с помощью одной или двух ближайших обмоток полоидального поля, ток плазмы при этом управляется обмотками центрального соленоида. Задающие воздействия токов в обмотках вычисляются с помощью матрицы развязки каналов управления, к ним добавляются сценарные сигналы, и они поступают на многомерный контур управления токами в обмотках полоидальных полей.

На установке EAST типичное значение модуля неустойчивого полюса составляет 200—300 $с^{-1}$, для конфигураций с большей вытянутостью или нестандартными параметрами плазмы оно может превышать 1000 $с^{-1}$. Для подавления вертикальной неустойчивости с такой динамикой необходимо

быстро вычислять вертикальное положение плазмы и применять быстродействующие источники питания исполнительных устройств. В системе управления применен аналог алгоритма RZIP для вычисления оценки вертикального положения плазмы, которое управляется отдельными обмотками, расположенными внутри камеры.

На рис. 18, *б* приведены сигналы для разряда 10618 [41] с вытянутостью 2,0 и током плазмы до 250 кА. Алгоритм ISO-dnull начинает работу в момент 2,7 с и к 3,0 с значения рассогласований магнитных потоков составляют менее 0,001 В · с/рад, а ошибка управления положением *X*-точек менее 1 см.

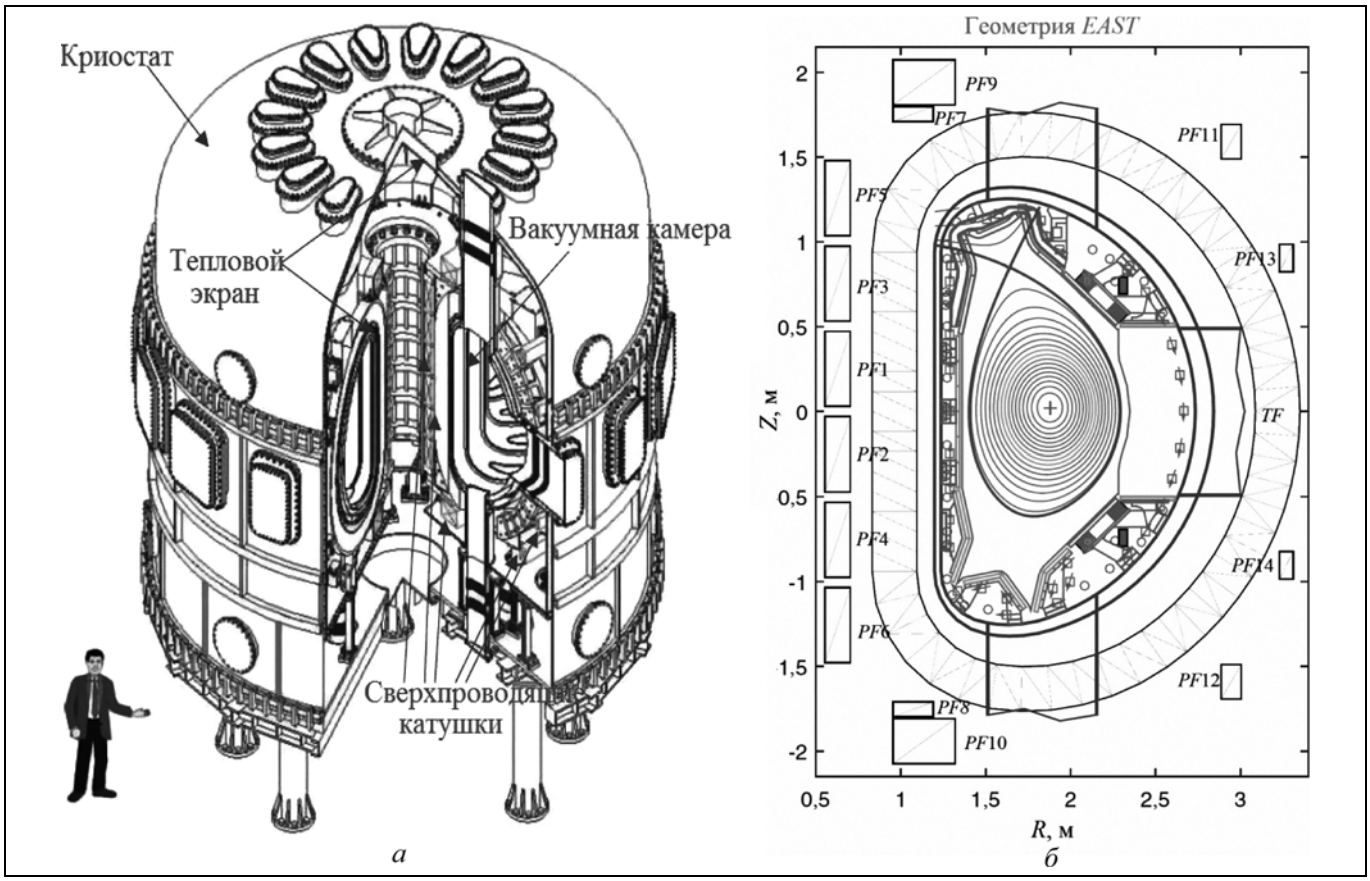

Рис. 16. Токамак EAST: *а* — конструкция; *б* — поперечное сечение [42]

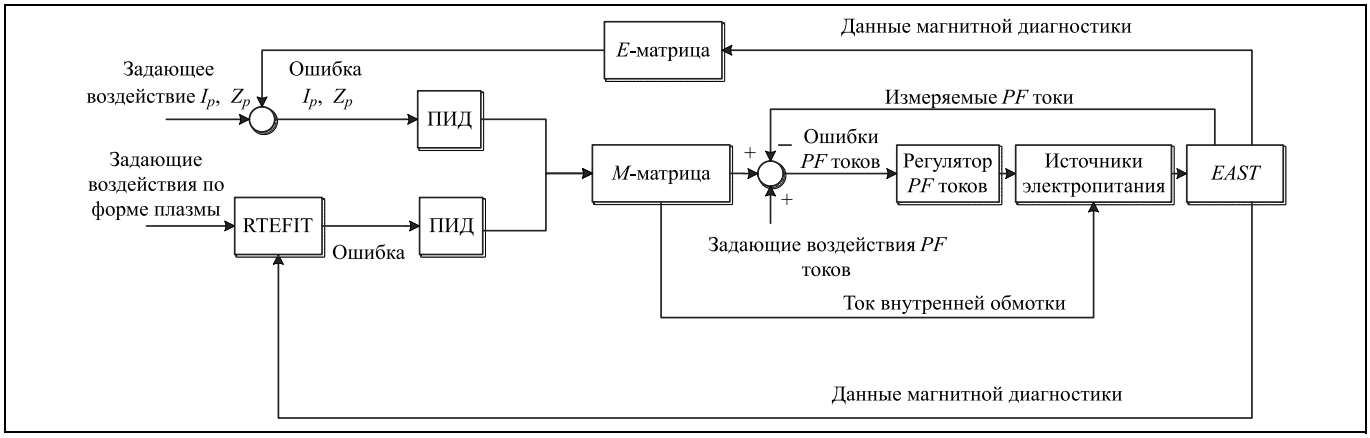

Рис. 17. Структурная схема системы управления током, формой и вертикальным положением плазмы на токамаке EAST на диверторной фазе разряда (isoflux control): RTEFIT (*Real Time Equilibrium Fitting*) — восстановление равновесия в реальном времени [41]

3. СФЕРИЧЕСКИЕ ТОКАМАКИ

3.1. Преимущества сферических токамаков

Для успешной работы термоядерного реактора параметры плазмы должны удовлетворять множеству ограничений, накладываемых теорией магнитогидродинамики. Одним из самых важных таких ограничений служит максимально допустимое значение β, характеризующее эффективность удержания плазмы и определяемое как отношение давления плазмы к давлению магнитного поля. Численные расчеты [56] показывают, что предельное допустимое значение β увеличивается с уменьшением аспектного отношения как $1/A$ для обычных токамаков ($A \approx 3$) и быстрее для сферических токамаков ($A \approx 1{,}5$). Таким образом, наилучшего удержания плазмы можно достичь на сферических токамаках.

Еще одно преимущество сферических токамаков заключается в высоком значении запаса устойчивости q на границе плазмы. Запас устойчивости увеличивается с уменьшением аспектного отношения как $1/A(1 - A^{-2})^{3/2}$, что позволяет подавить винтовую неустойчивость и достичь большего тока плазмы, чем на обычных токамаках при тех же значениях магнитного поля и малого радиуса плазмы.

Наконец, меньший размер сферических токамаков делает их создание и эксплуатацию менее затратными, а также позволяет достичь более высоких значений магнитных и электрических полей при тех же значениях токов, что и на обычных токамаках.

Отмеченные преимущества определяют сферические токамаки перспективными кандидатами на роль коммерческих термоядерных электростанций будущего, что делает задачи управления плазмой на сферических токамаках более актуальными и значимыми. В этой связи далее приводятся результаты управления плазмой для действующих сферических токамаков MAST, NSTX и Глобус-М.

3.2. Токамак MAST-U (Великобритания)

Поперечное сечение и конструкция токамака MAST-U (*Mega Ampere Spherical Tokamak* — мегаамперный сферический токамак) показаны на рис. 19. Для управления вертикальным положением служит ПД-регулятор [57], причем в качестве управляемой величины принята не вертикальная координата плазмы, а ее произведение на ток плазмы (рис. 20, *а*). Для управления формой на то-

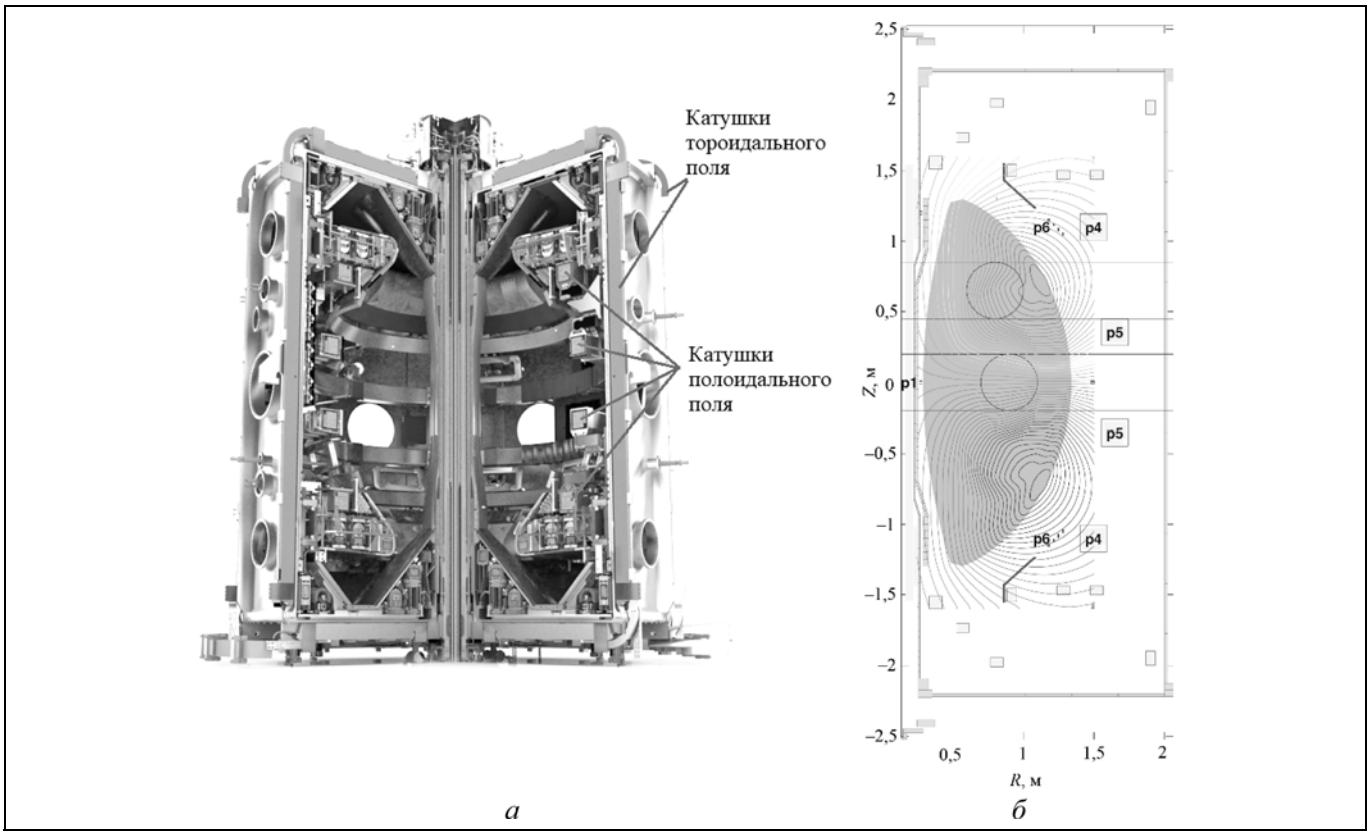

Рис. 19. Токамак MAST-U: *а* — конструкция токамака, *б* — поперечное сечение [57]

камаке MAST-U, так же, как на токамаках EAST и DIII-D, применяется метод *isoflux control* с работающим в реальном времени кодом восстановления равновесия плазмы RTEFIT для вычисления значений потока в контрольных точках [59].

3.3. Токамак NSTX-U (США)

Конструкция и поперечное сечение токамака NSTX-U (*National Spherical Torus Experiment* — национальный сферический тороидальный эксперимент) показаны на рис. 21. Для управления

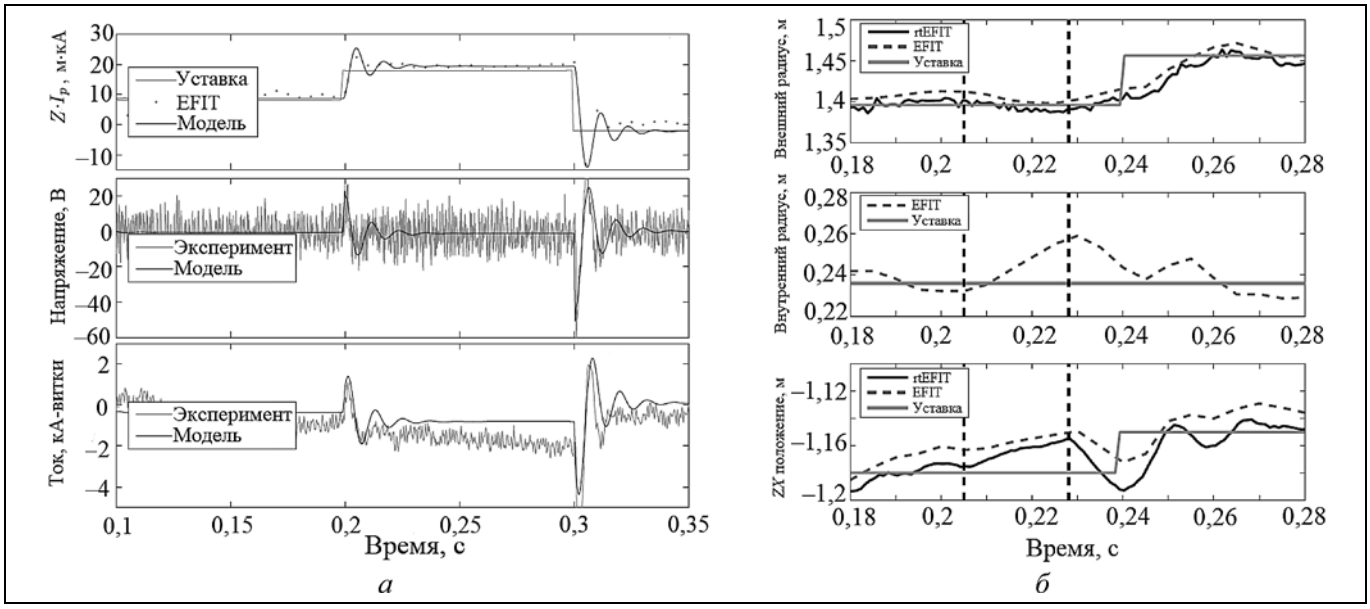

Рис. 20. Стабилизация положения и формы плазмы на токамаке MAST-U: *а* — управление вертикальным положением плазмы [56]; *б* — управление положением внешней и внутренней границы плазмы, а также положением *X*-точки [59]

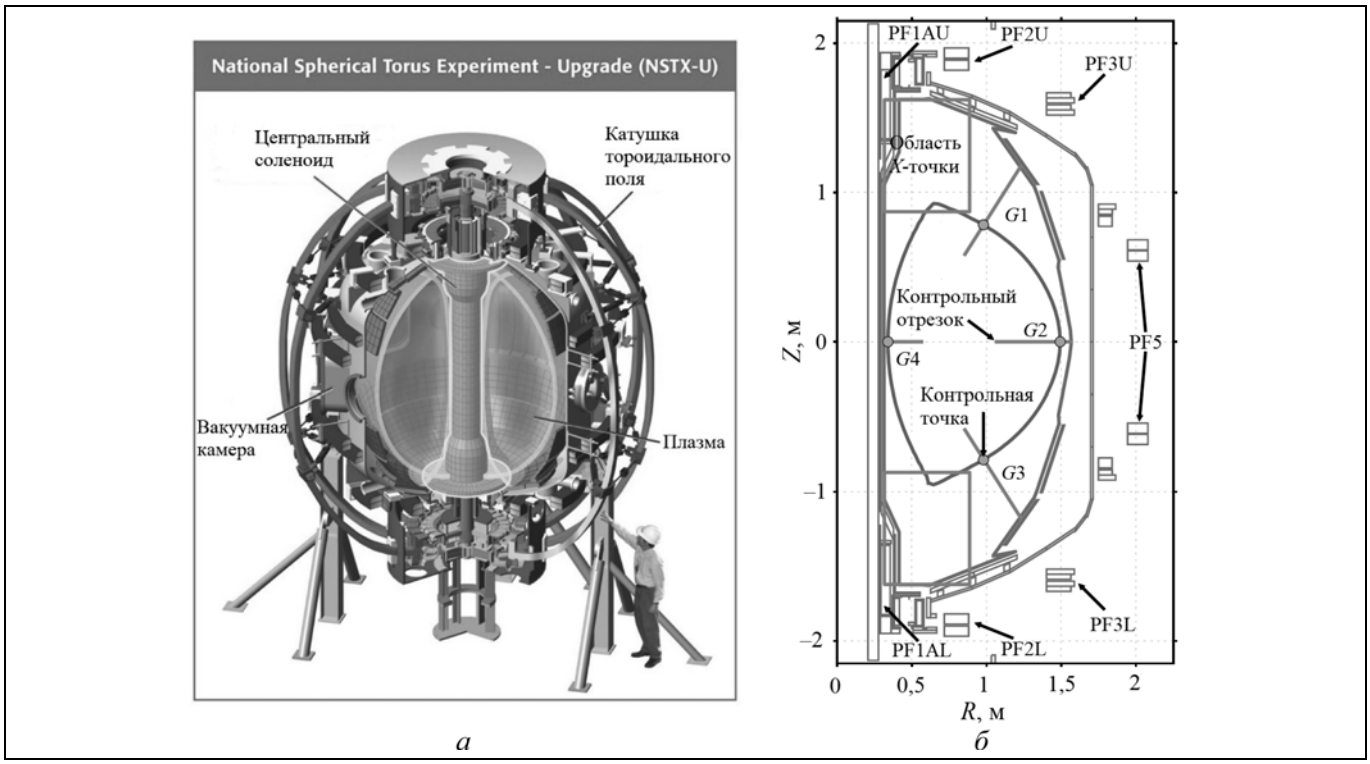

Рис. 21. Токамак NSTX-U: *а* — конструкция; *б* — поперечное сечение [58]

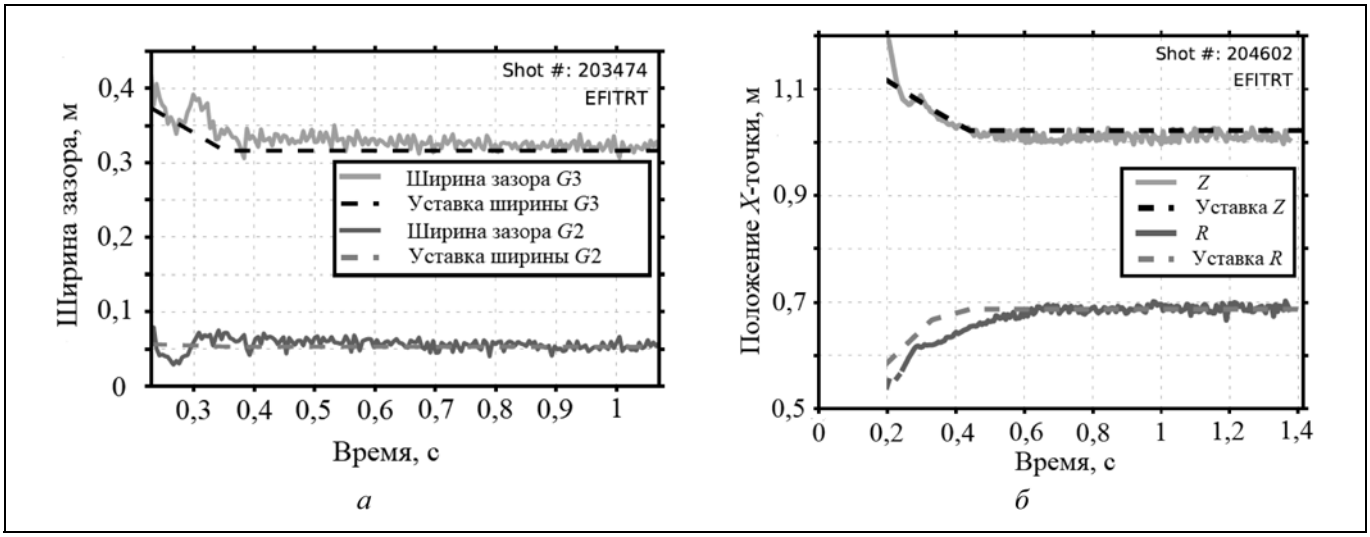

Рис. 22. Стабилизация формы плазмы на токамаке NSTX-U [58]: *а* — результирующие зазоры на внешней стороне плазмы; *б* — управление положением *X*-точки

формой плазмы на токамаке NSTX-U применяется метод *isoflux control* [58]. Потоки в наборе контрольных точек рассчитываются в реальном времени с помощью кода RTEFIT и посредством ПИД-регуляторов приравниваются заданному потоку, определяемому потоку в *X*-точке или потоку в точке касания плазмы с камерой.

Также ПИД-регуляторы служат для управления положением *X*-точек и ударных точек. Для конфигураций с двумя ударными точками используется контур управления, минимизирующий горизонтальное расстояние между линиями уровня потоков верхней и нижней *X*-точек. На рис. 22, а приведены полученные при работе системы управления зазорами между контрольными точками на внешней стороне плазмы и стенками камеры, результат работы управления положением *X*-точки приведен на рис. 22, *б*.

3.4. Токамак Глобус-М (Россия)

Единственным токамаком с вытянутом по вертикали сечением в Российской Федерации является сферический токамак Глобус-М (ФТИ им. А.Ф. Иоффе РАН, г. Санкт-Петербург) (см. § 7 первой части [1] настоящего обзора), рис. 23 [60, 61]. На токамаке Глобус-М установлены системы с обратной связью для управления горизонтальным и вертикальным положением плазмы с быстродействующими тиристорными инверторами тока в качестве исполнительных устройств. На токамаке имеется набор обмоток полоидального поля, включенных в контуры управления токами в этих обмотках с тиристорными управляемыми многофазными выпрямителями и ПД-регуляторами. Эти контуры позволяют управлять магнитными поверхностями плазмы программным способом в каждом разряде. Это дало возможность собрать базу данных плазменных разрядов, которая позволила разработать и промоделировать иерархические системы управления положением, током и формой плазмы с кодами восстановления равновесия плазмы в обратной связи. При этом были разработаны и созданы два кода восстановления равновесия плазмы по магнитным измерениям вне плазмы: методом итераций Пикара при решении уравнения Грэда—Шафранова посредством функций Грина [18, 62] и методом подвижных филаментов для аппроксимации распределения тока плазмы [21] в среде MATLAB. Относительно восстановленных массивов равновесий плазмы в течение разрядов по экспериментальным данным были построены массивы линейных моделей плазмы, которые при линейной интерполяции привели к линейным моделям с переменными параметрами [18, 21].

Для таких нестационарных моделей плазмы разработаны системы с нестационарными робастными H_∞-регуляторами с переключением (switching control) при управлении потоком на сепаратрисе (isoflux control) (рис. 24) [21] и линейной интерполяцией при управлении зазорами между первой стенкой и сепаратрисой (рис. 25) [18], которые были исследованы математическим моделированием по новой методике с одновременным применением линейных моделей, сценарных экспериментальных сигналов и кодов восстановления в обратной связи [18, 21, 63, 64]. Сочетание кода восстановления с подвижными филаментами с управлением

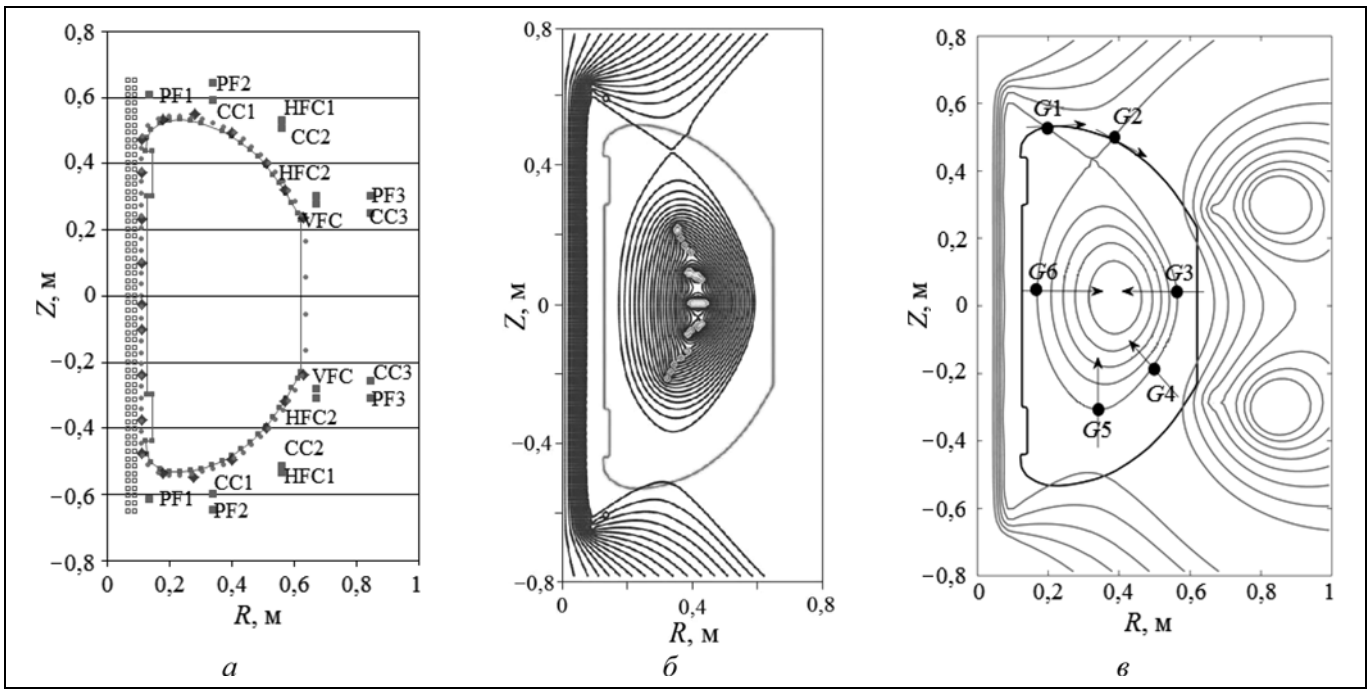

Рис. 23. Токамак Глобус-М: *а* — поперечное сечение: — лимитер; ◆ — магнитные петли; • — вакуумная камера; ■ — *PF* катушки; ▫ — центральный соленоид; *б* — магнитная конфигурация; полученная методом подвижных филаментов [21]; *в* — магнитная конфигурация, полученная методом итераций Пикара с направлениями измерения зазоров между первой стенкой токамака и сепаратрисой [18, 58]

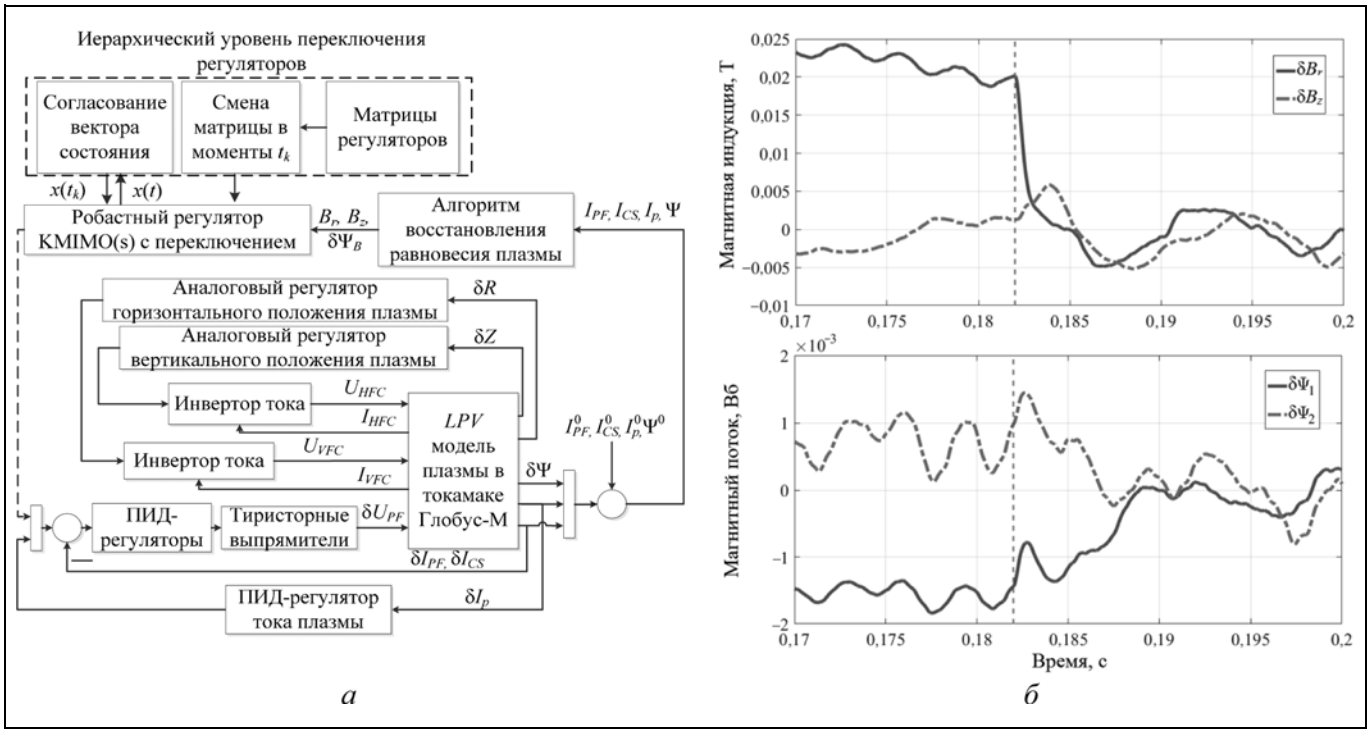

Рис. 24. Нестационарная система с переключением регуляторов и восстановлением равновесия посредством подвижных филаментов для управления потоками на сепаратрисе и полем в *X*-точке: *а* — структурная схема, *LPV* модель (*Linear Parameter Varying модель*) — линейная модель с переменными параметрами, *б* — поля и разность потоков в двух точках сепаратрисы при переходе с лимитерной на диверторную фазу разряда [21]

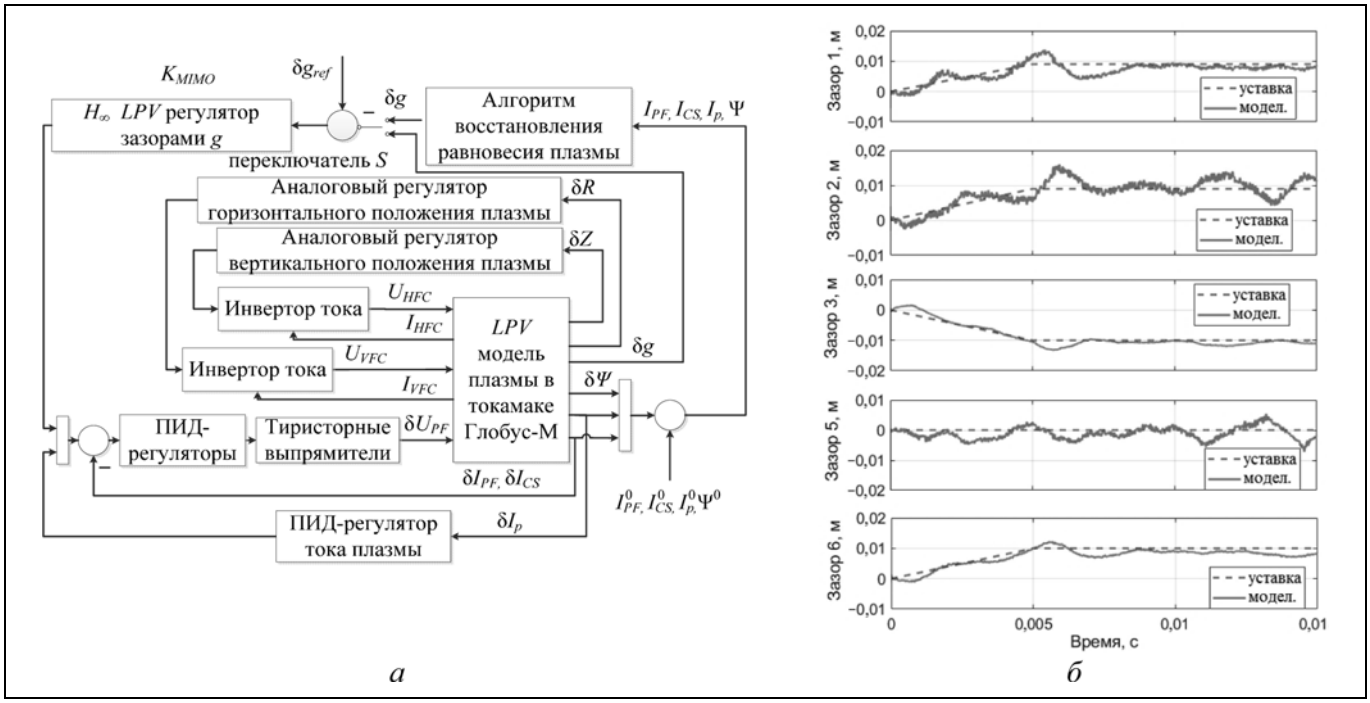

Рис. 25. Система с нестационарным регулятором с линейной интерполяцией массива регуляторов и кодом восстановления равновесия итерациями Пикара для управления зазорами в токамаке Глобус-М: *а* — структурная схема, *б* — зазоры [18]

потока на сепаратрисе показало наибольшее быстродействие системы с возможностью реализации ее в реальном времени на токамаке Глобус-М на промышленных компьютерах компании Speedgoat (https://www.speedgoat.com) с операционной системой SimulinkRT от компании MathWorks [21].

Отметим, что перед разработкой систем управления формой плазмы в токамаке Глобус-М была исследована возможность управления полоидальными полями без плазмы в камере [64].

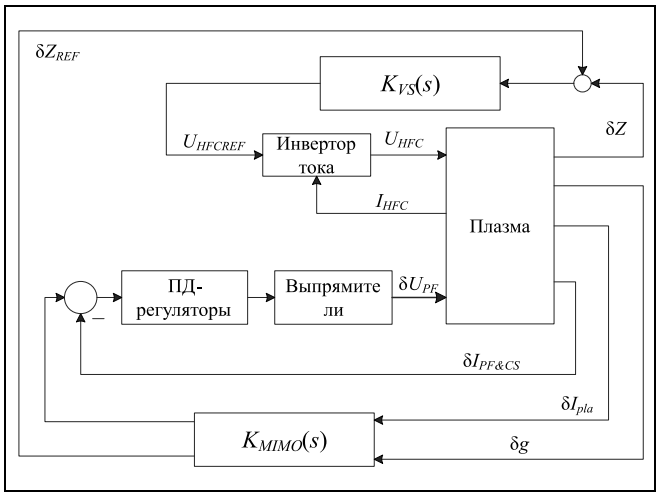

Рис. 26. Структурная схема иерархической системы управления положением, током и формой плазмы с адаптацией вертикального положения магнитной оси плазмы в токамаке Глобус-М [61]

В работе [16] предложен принцип адаптации вертикального положения плазмы к ее форме, когда неустойчивое вертикальное положение плазмы стабилизируется специальным быстродействующим контуром. Этот принцип был применен к токамаку Глобус-М [65]. Структурная схема данного применения показана на рис. 26, а работа системы при управления положением током и формой плазмы демонстрируется на рис. 27.

3.5. Токамак Т-15М (Россия)

При проектировании системы управления токамака Т-15М (НИЦ «Курчатовский институт») [66] часть работ была выполнена в ИПУ РАН. Важный результат проведенных исследований заключается в переносе обмотки горизонтального магнитного поля, предназначенной для управления неустойчивым вертикальным положением плазмы, из положения вне обмотки тороидального поля в положение между вакуумной камерой и обмоткой тороидального поля [17]. Это связано с тем, что начальное положение обмотки горизонтального поля вызывало экранирование ее действие соседними обмотками полоидального поля, необходимых для управления формой плазмы. Из-за этого система управления вертикальным положением плазмы приобретала свойство внутрен-

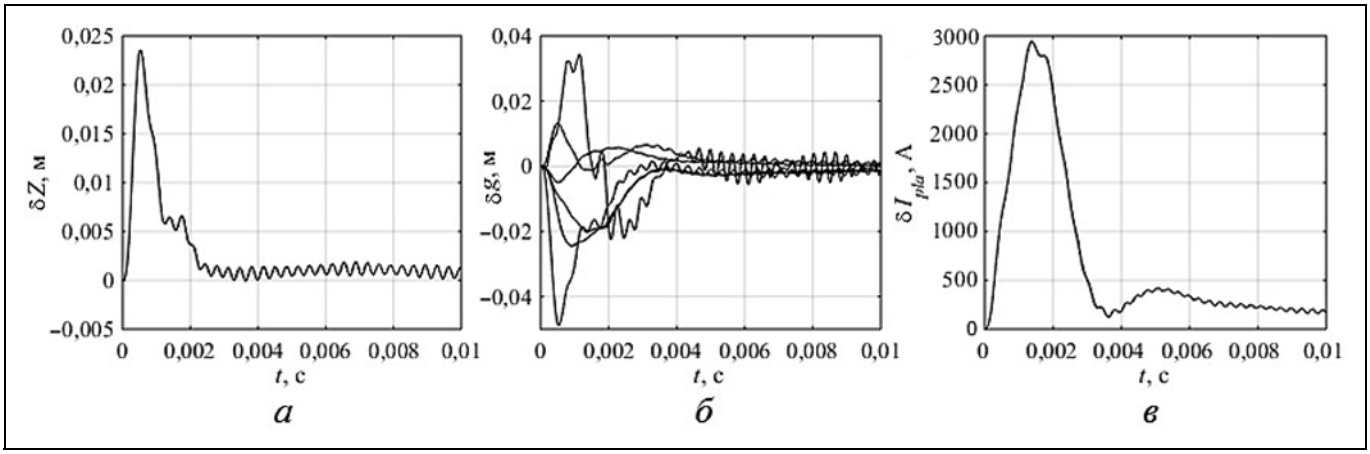

Рис. 27. Сигналы при моделировании системы управления плазмой в токамаке Глобус-М: *а* — вариация вертикального положения плазмы; *б* — вариации зазоров; *в* — вариация тока плазмы [61]

ней неустойчивости. Это выражалось в том, что система позволяла стабилизировать вертикальное положение плазмы при действии возмущений типа малого срыва, но при этом ток в обмотке горизонтального поля возрастал неограниченно. Такая ситуация делала систему, а, следовательно, и всю установку, неработоспособной. Данное свойство системы было обнаружено при ее разработке и моделировании [67, 68]. Перенос же обмотки вплотную к вакуумной камере, но внутри обмотки тороидального поля, позволил обеспечить системе управления внутреннюю устойчивость [69] и работоспособность при неустойчивом объекте управления.

Для полоидальной системы с перенесенной обмоткой горизонтального поля была получена методом идентификации плазмо-физического кода DINA (ГНЦ РФ ТРИНИТИ) [70] модель вертикального движения плазмы токамака Т-15 [71]. Для нее разработаны системы управления вертикальным положением плазмы системы с разными исполнительными устройствами: многофазным тиристорным выпрямителем и транзисторным инвертором напряжения [72]. В первом случае синтезирована модальная система управления с размещением полюсов замкнутой системы в одной точке отрицательной части действительной оси комплексной плоскости для максимального удобства настройки системы, во втором случае система была введена в скользящий режим и выявлены ее более слабые робастные свойства.

Разработана система с адаптивной прогнозирующей моделью при переменном параметре модели плазмы [73], а также система с размещением полюсов системы в LMI (*Linear Matrix Inequalities*)-области методом линейных матричных неравенств для отражения возмущения типа малого срыва, имеющие преимущества перед модальной системой в смысле качества отражения внешнего возмущения и точности работы [74].

Также показана возможность удержания формы плазмы в токамаке Т-15 без использования обмотки горизонтального поля благодаря только обмоткам полоидального поля и секциям центрального соленоида посредством многомерного регулятора по оценке состояния [75] по аналогии с версией ITER 1995—1997 гг. [9]. Для токамака Т-15 моделировалась система управления формой плазмы на коде DINA со стабилизацией вертикальной скорости плазмы относительно нуля и LQG-регулятором в обратной связи [76].

4. СИСТЕМЫ МАГНИТНОГО УПРАВЛЕНИЯ ПРИСТЕНОЧНЫМИ РЕЗИСТИВНЫМИ МОДАМИ

Рассмотрим пристеночные резистивные моды (RWM — Resistive Wall Modes) и методы их подавления [77]. В современных токамаках наблюдается тенденция к увеличению значений параметра $\beta = 2\mu_0\langle p\rangle/B_0^2$ ($\langle p\rangle$ — среднее давление плазмы, B_0 — тороидальное магнитное поле и нормированного параметра $\beta_N = a\beta/(B_0 I_p)$ плазмы (I_p — ток плазмы, a — малый радиус), μ_0 — магнитная постоянная. Неустойчивость, связанная с RWM, является одним из ограничивающих рост параметра β факторов и часто ведет к срыву плазменного разряда. Поэтому в смысле управления наибольший интерес представляют низкие тороидальные моды $n = 1$, n — тороидальное волновое число (при исследовании RWM рассматриваются моды вида $\xi(r)e^{i(\omega t + m\varphi - n\theta)}$, где m — полоидальное волновое число, см. § 5 первой части [1] настоя-

щего обзора), которые возникают с ростом давления в плазме. Подавление возникающих в плазме винтовых мод могла бы обеспечить близко расположенная к плазме проводящая стенка токамака. Однако она может лишь замедлить скорость развития мод, поскольку стенка с конечной проводимостью подавляет моду лишь на время порядка времени проникновения магнитного поля через стенку. Поэтому эти моды называют *пристеночными резистивными модами*.

Система уравнений, описывающая динамику RWM (рис. 28) [78], в приближении простой цилиндрической модели и с учетом предположения о жесткой структуре мод может быть записана, пренебрегая вращением плазмы, таким образом [79]:

$$L_{eff}I_p - M_{pw}I_w + M_{pc}I_c = 0,$$

$$M_{wp}\dot{I}_p + L_w\dot{I}_w + M_{wc}\dot{I}_c + R_wI_w = 0,$$

$$M_{cp}\dot{I}_p + M_{cw}\dot{I}_w + L_c\dot{I}_c + R_cI_c = V_c,$$

где I_p, I_w и I_c — токи в плазменном шнуре, в пассивных структурах (стенке) и в катушках управления соответственно, M_{ab} — взаимные индуктивности проводников a и b, R_a — сопротивление, L_a — собственная индуктивность проводника a, $a, b \in \{p, w, c\}$, L_{eff} — эффективная собственная индуктивность, V_c — напряжение на катушке управления. Данная модель получена для токамака, в котором катушки управления расположены внутри камеры (см. рис. 28). Степень взаимодействия между токами в плазменном шнуре, стенке токамака и катушках управления характеризуется взаимными индуктивностями M_{ab}.

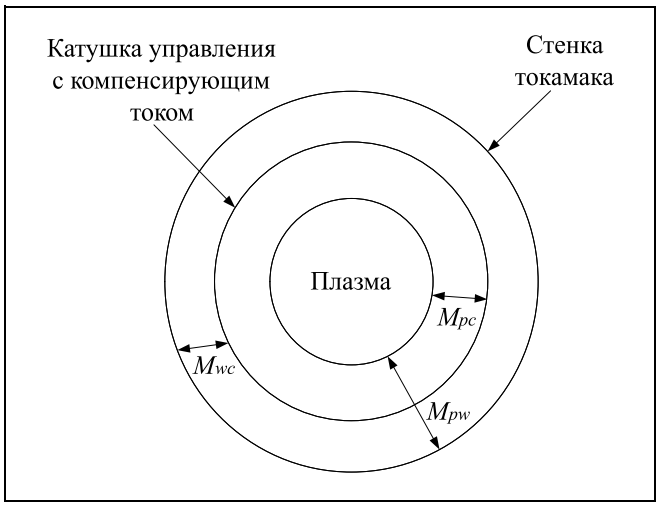

Рис. 28. Поперечное сечение цилиндрической модели динамики RWM [78]

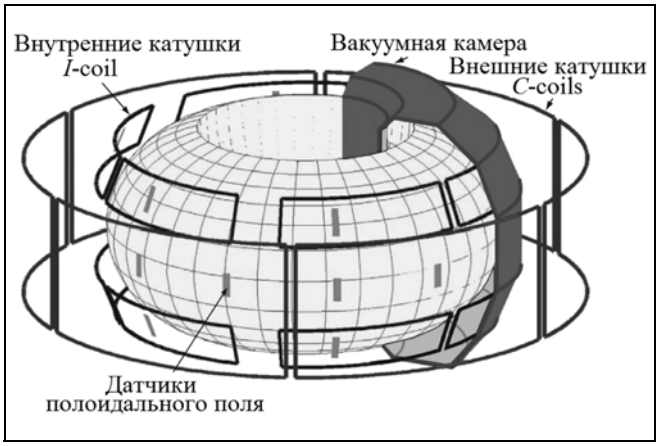

Рис. 29. Токамак DIII-D [78]

Взаимосвязь между вращением плазмы и возникновением RWM не до конца изучена, однако при описании данного явления используется модель [80], основанная на предположении об обмене энергий между плазменной модой и внешними проводниками:

$$(\delta W_{Iw} + i\Omega_\phi D)B_p = C_{pw}B_w,$$

где B_p и B_w — изменение магнитного поля на поверхности плазмы и на стенке камеры токамака; Ω_ϕ — частота тороидального вращения плазмы; $C_{pw} = M_{pw}^{-1}$, δW_{Iw} — величина, представляющая связь между энергией RWM, переданной полем B_p его синфазной компоненте; слагаемое $\Omega_\phi D$ представляет собой энергию, переданную компоненте поля B_w, опережающей по фазе поле B_p на 90°, D — уровень диссипации.

Существуют два основных подхода к подавлению RWM. *Первый подход* связан с применением магнитного управления с обратной связью для подавления неустойчивости в системе. Время роста колебаний уменьшается на порядок благодаря проводящей стенки токамака, что позволяет практически реализовать обратную связь с помощью катушек управления. *Второй подход* заключается в применении вращательной стабилизации плазмы. В современных токамаках в систему подается пучок нейтральных атомов, который придает достаточный момент импульса для поддержания вращения плазмы, что в свою очередь приводит к подавлению RWM. Сочетание этих подходов к управлению RWM считается наиболее перспективным для будущих термоядерных реакторов.

При создании систем управления RWM [81] для токамака DIII-D (рис. 29) [82] применялись различные методы синтеза регуляторов. В основе большинства предложенных методов лежит управление с помощью обратной связи, структурная схема замкнутой системы управления представлена на рис. 30. В качестве регулятора в обратной связи применяются PD [83], LQG [83], $H_{\infty\mathrm{NCF}}$ [84], DK [84] регуляторы и т. п. При синтезе оптимального LQG-регулятора (управление $u = -Kx$, где x — состояние системы) минимизировался функционал $J(u) = \int_0^\infty (x^T Qx + u^T Ru)dt$, где $Q \geq 0$, $R > 0$ — весовые матрицы, для оценки состояния системы применялся фильтр Калмана (наблюдатель состояния) [83]. При синтезе DK-регулятора итеративным методом, сочетающем в себе H_∞-синтез и μ анализ, регулятор K удовлетворяет критерию $\min_K \left(\min_{D \in \wp} \|DN(K)D^{-1}\|_\infty \right)$, $N(K)$ — передаточная матрица замкнутой системы, $\wp$ — набор матриц, коммутирующих с матрицей Δ ($\Delta = \delta I$, $\bar{\sigma}(\Delta) \leq 1$), $D\Delta = \Delta D$, где $\bar{\sigma}$ — максимальное сингулярное число матрицы. Результаты численных экспериментов при изменении скорости роста RWM представлены на рис. 31, где показано, что LQG-регулятор наиболее эффективно подавляет возникающие моды и позволяет увеличить запас устойчивости системы [83, 84].

В конструкции токамака DIII-D также предусмотрены инжекторы нейтральных частиц (рис. 32), позволяющие сообщать плазме дополнительный импульс и мощность, в направлении противоположном движению, либо предавать плазме до 10 МВт мощности без внесения дополнительного импульса в систему [85]. Возможность развязать каналы передачи импульса и мощности позволяет подавить RWM и существенно замедлить вращение плазмы при $\beta_N > \beta_{N.no-wall}$, где $\beta_{N.no-wall}$ — значение коэффициента β_N в отсутствии стенки. Высокие значения β_N достигаются также благодаря двум блокам катушек управления, расположенным внутри (*I*-coils) и вне (*C*-coils) вакуумной камеры. На рис. 33, *а—д* показано, что при отключении катушек *I*-coils обратной связи возникающие RWM нарастают и плазменный разряд срывается. Однако при сохранении катушек *I*-coils обратной связи возникающие моды успешно подавляются.

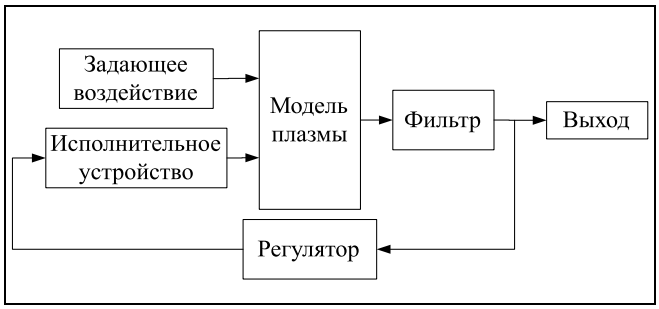

Рис. 30. Структурная схема системы управления RWM

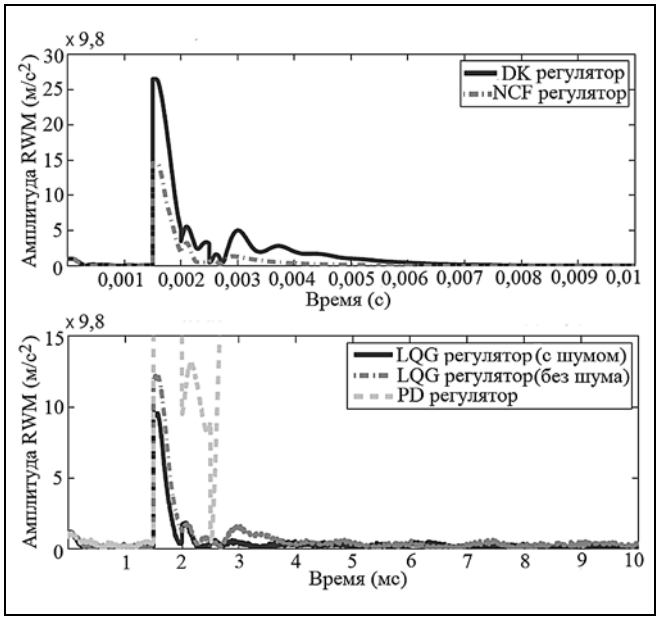

Рис. 31. Выходные сигналы при моделировании системы управления RWM в токамаке DIII-D при меняющейся во времени скорости роста возмущения [83, 84]

На других токамаках, таких как NSTX [82], ITER [83, 84] и др., применяются аналогичные принципы управления RWM с учетом конструктивных особенностей установок.

5. РЕАЛИЗАЦИЯ СИСТЕМ УПРАВЛЕНИЯ ПЛАЗМОЙ

5.1. Стенды реального времени для токамаков

В настоящее время в различных областях техники, промышленности и науки применяются стенды реального времени, которые позволяют моделировать системы управления в реальном времени, осуществлять их отладку и настройку с последующим переключением на реальный объект управления [89]. Такой подход применяется и к токамакам как реальным объектам управления (рис. 34) [90]. Например, на токамаке Туман-3 он реализован на аналого-цифровых регуляторах и модели объекта [9, *с. 204, рис. 5.16*]. На токамаках DIII-D [91] и EAST [92] управляющий компьютер посредством соответствующего переключателя может переключаться с модели объекта на токамак и

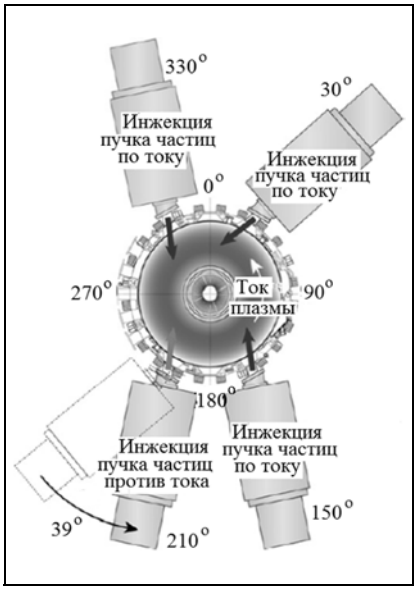

Рис. 32. Схема расположения инжекторов нейтральных частиц в токамаке DIII-D [85]

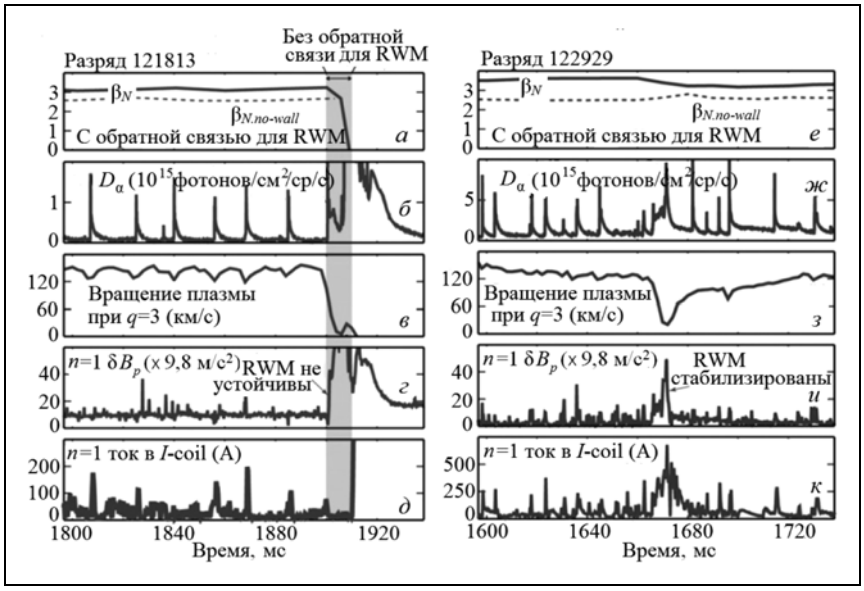

Рис. 33. Сравнение систем: *а—д* — при разомкнутой обратной связи (катушки *I*-coils отключены); *е—к* — при замкнутой обратной связи (катушки *I*-coils подключены) [85]

обратно. Это позволяет экономить время физического эксперимента и детально настраивать системы управления плазмой в реальном времени на моделях плазмы в токамаке.

5.2. Программная реализация системы управления формой плазмы в токамаке JET

Интерфейс системы управления формой плазмы на токамаке JET [38] позволяет пользователю разделить время эксперимента на сегменты, называемые временными окнами, на которых можно задавать различные комбинации режимов управления. Для каждого временного окна пользователь может активировать конкретные регуляторы и задать программные сигналы на отработку. Также пользователь может выбрать SC (Shape Control) сценарий, содержащий готовый набор регуляторов и программных сигналов, интерфейс скорректирует их форму для заданных начальных и конечных значений. После внедрения системы Extreme Shape Controller [93] появились XSC сценарии, позволяющие задавать форму сечения плазмы визуально с интерактивным обновлением программных сигналов токов и зазоров. Разница в задаваемых значениях для смежных окон может вызывать сильные всплески сигналов при переходе. Для исключения подобного эффекта интерфейс автоматически вводит дополнительные сглаживающие временные окна для плавного перехода от измеренных значений в конце первого окна к заданным значениям в начале следующего.

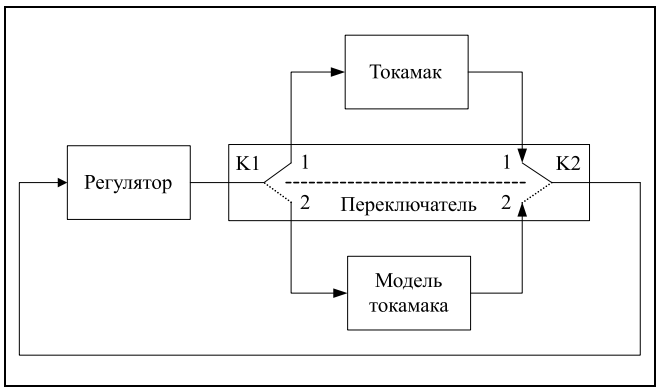

Рис. 34. Концепция компьютерного стенда реального времени: *K*1 и *K*2 — ключи переключателя регулятора с модели токамака на токамак и обратно [9]

5.3. Система управления плазмой токамака ASDEX Upgrade

Цифровая система управления DCS (*Discharge Control System*) токамака ASDEX Upgrade [94] (рис. 35) содержит следующие элементы: блок диагностики *I*, включающий в себя систему прямого ввода данных *1*, систему синхронизации по времени при работе системы в реальном времени *2* и систему предварительной обработки всех измеряемых сигналов *3*, блок управления *IV*, содержащий блок мониторинга, контролирующий пределы безопасной эксплуатации и генераторы *4*, и алгоритмы управления *5*, позволяющие управлять выходами системы при помощи исполнительных

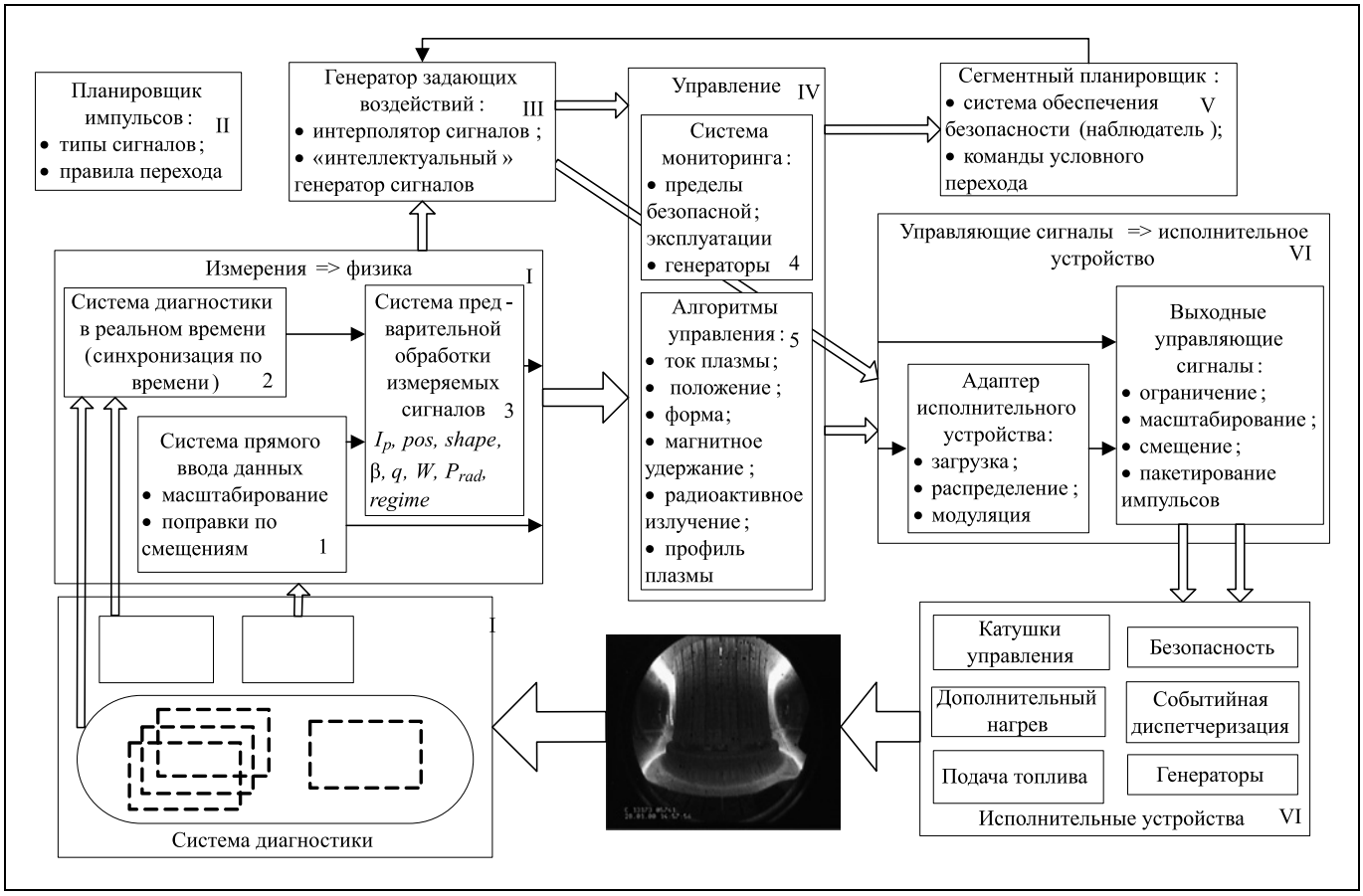

Рис. 35. Общая схема цифровой системы управления плазмой в токамаке ASDEX Upgrade [90]

устройств *VI*, планировщик импульсов *II*, генератор задающих воздействий *III* и сегментный планировщик *V*, содержащий систему обеспечения безопасности и команды условного перехода. В DCS интегрированы системы управления током, положением, формой плазмы, система магнитного удержания плазмы, системы управления радиоактивным излучением и профилями плазмы. Управляющие воздействия формируются по данным системы диагностики. Сигналы управления подаются на исполнительные устройства (катушки управления, систему дополнительного нагрева, систему подачи топлива, систему обеспечения безопасности, систему событийной диспетчеризации во времени, генераторы), при этом предварительно проводится загрузка, распределение и модуляция сигналов, а затем ограничение, масштабирование, смещение и пакетирование импульсов. Система управления DCS предоставляет функциональные возможности для проведения плазменных разрядов, координации измерительных и исполнительных устройств и оптимизации параметров плазмы в токамаке.

5.4. Система управления токамака TCV

Замкнутая система управления для токамака TCV (*Tokamakà Configuration Variable*) [95] представлена на рис. 36. Выходные сигналы с токамака TCV (токи в катушках, плотность плазмы, магнитные характеристики, рентгеновское излучение и др.) поступают в систему диагностики *1*, затем архивируются в базе данных и поступают на вход системы управления. В блоках SCD (*Système de Contrôle Distribué*) *2* и гибридной системе управления *3* формируются управляющие сигналы, которые поступают на программируемый сумматор/переключатель *4*, а затем через исполнительные устройства *5* (электронно-циклотронный резонансный нагреватель (ECRH), электронно-циклотронный источник тока (ECCD), катушки тороидального (TF) и полоидального (PF) поля, газовый клапан) подаются на токамак. Разработка систем управления для токамака TCV проводится в специальном интерфейсе для главного компьютера SCD, который имеет доступ к базе данных токамака, может получать и отправлять данные на блок управле-

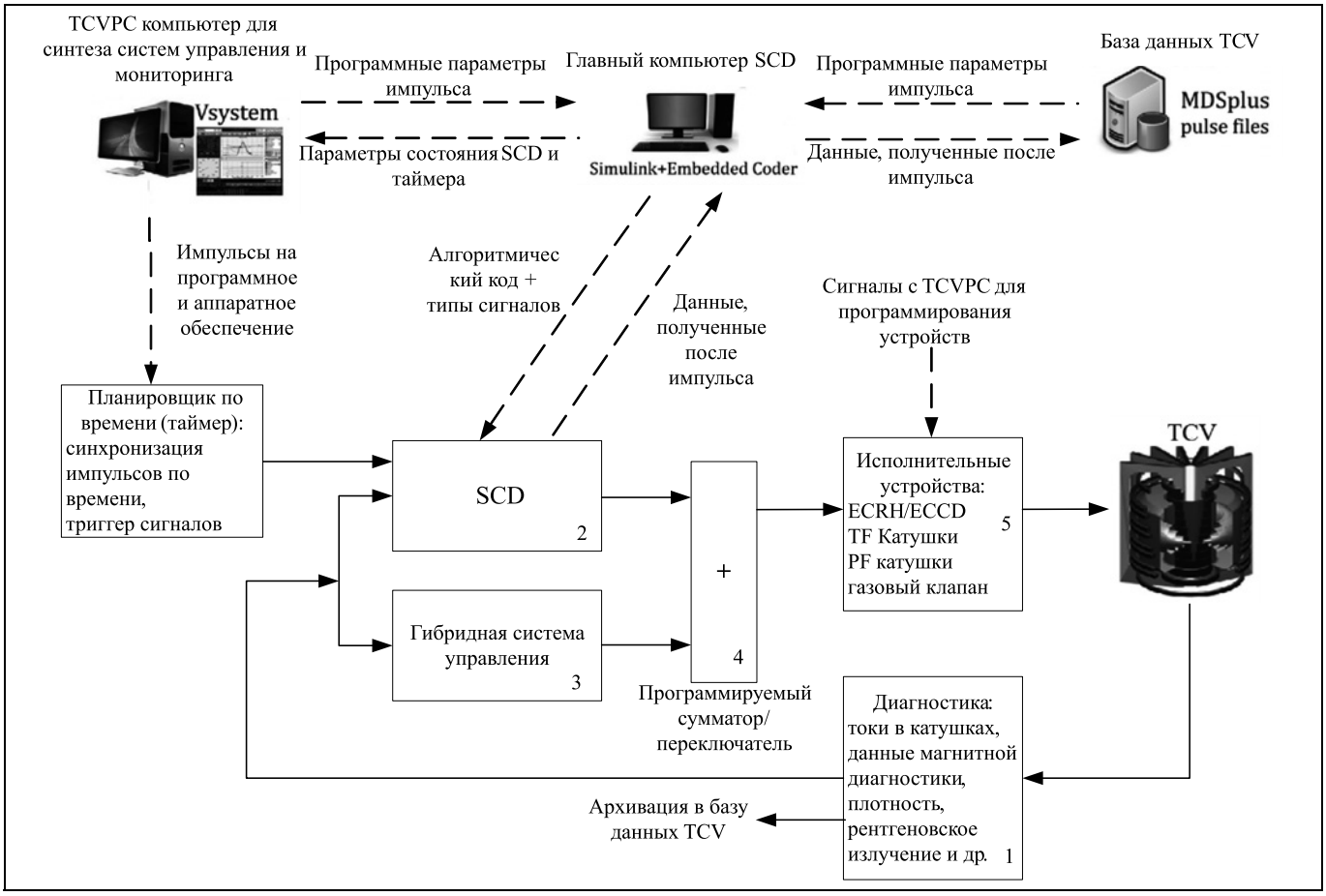

Рис. 36. Общая схема системы управления плазмой токамака TCV [95]

ния и позволяет осуществлять взаимодействие со всеми блоками цифровой системы через TCVPC компьютер.

6. ПОДХОДЫ К ПОСТРОЕНИЮ СИСТЕМ МАГНИТНОГО УПРАВЛЕНИЯ ПЛАЗМОЙ В ТОКАМАКАХ

Выполненный обзор систем магнитного управления плазмой позволяет разделить их на группы в зависимости от подходов к управлению вертикальным положением плазмы и ее формой.

Подходы к управлению вертикальным движением плазмы разделяются на две группы.

Стабилизация вертикальной скорости плазмы около нуля. Данный подход применяется на многих установках, таких как JET, DIII-D, EAST, KSTAR, NSTX, в проекте ITER, где имеются различные системы управления формой плазмы. Стабилизация вертикальной скорости около нуля позволяет избежать противоречия с задачей управления формой, однако при этом система не является строго устойчивой и может иметь низкие запасы устойчивости. Применение данного подхода приводит также к необходимости переключения регулятора в контуре стабилизации неустойчивого объекта, поскольку до включения системы управления формой применяется стабилизация непосредственно положения плазмы (стабилизация вертикальной скорости применяется только совместно с системой управления формой плазмы).

Стабилизация вертикального положения плазмы. Управление на лимитерной фазе разряда непосредственно положением плазмы применяется на установках ASDEX Upgrade, JT-60SA, Глобус-М и др.

В некоторых случаях имеется возможность управлять формой плазмы на диверторной фазе разряда без применения дополнительных контуров управления вертикальным неустойчивым положением плазмы или его скоростью относительно нуля. Такое техническое решение применялось в ранней версии проекта ИТЭР-1998 [9] и в анализе такой возможности методом математического моделирования для сооружаемого токамака Т-15 [75].

Для решения задачи управления формой плазмы необходимо иметь значения управляемых параметров в реальном времени, которые невозмож-

но получить прямым измерением. Применяются косвенные методы восстановления параметров формы по магнитным измерениям вне плазмы, представляющие отдельную сложную вычислительную задачу [1]. На современных установках с вертикально вытянутой магнитной конфигурацией применяют различные **подходы к управлению формой плазмы**, использующие значения различных параметров плазмы.

Управление формой плазмы по значениям зазоров между сепаратрисой и первой стенкой (*gap control*). Данный подход применяется на установках JET, ASDEX Upgrade, в проекте ITER. Управление зазорами между сепаратрисой и первой стенкой (вакуумной камеры или бланкета) имеет прямой физический смысл — контролируются параметры безопасности, расстояния между границей плазмы и первой стенкой. К недостаткам данного подхода относится вычислительная сложность алгоритмов восстановления равновесия плазмы и трудность их реализации в режиме реального времени.

Управление формой плазмы по значениям магнитного потока в наборе точек на сепаратрисе (*isoflux control*) применяется на установках: DIII-D, TCV, EAST, KSTAR. Данный подход позволяет уменьшить вычислительную нагрузку относительно предыдущего поскольку применяется управление по косвенным параметрам и полное восстановление формы плазмы не требуется.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Управление динамикой плазмы — одна из центральных фундаментальных проблем теоретического и экспериментального изучения термоядерного синтеза и проекта перехода к термоядерной энергетике. Однако методы управления, особенно внутренними параметрами плазмы (см. в дальнейшем четвертую часть настоящего обзора), остаются недостаточно хорошо проработанными из-за сложности конструкции и разнообразия токамаков, необходимости использования комплексных математических моделей, решения сложных некорректных обратных задач диагностики плазмы (см. первую часть [1] обзора), разработки объемного наукоемкого программного обеспечения и применения высокопроизводительной вычислительной техники. На практике это приводит к длительной и дорогостоящей работе по экспериментальному подбору параметров систем управления и большому количеству преждевременных срывов разряда во время научно-исследовательских кампаний. Поэтому обзор, систематизация и классификация реальных систем управления тороидальной плазмой представляются важными и актуальными.

Приведенный обзор систем магнитного управления положением, формой и током плазмы на современных вытянутых по вертикали токамаках, включая и сферические токамаки, показывает, что задача выбора (разработки) эффективной и надежной структуры системы магнитного управления не решена окончательно. В мировой практике существуют конкурирующие подходы к стабилизации плазмы по вертикали и различные подходы к управлению формой плазмы, имеющие свои достоинства и недостатки, обусловливающие их применение на конкретных установках. Отсюда, в частности, и отсутствие стандартов для разработки систем управления плазмой в токамаках.

Тем не менее, можно отметить основные тенденции как в развитии самих токамаков, так и систем магнитного управления плазмой в них. Вытянутые по вертикали токамаки развиваются в направлении уменьшения аспектного отношения, что приводит к сферическим токамакам, которые имеют лучшие физические и технические характеристики для создания будущих термоядерных электростанций на основе токамаков. В этой связи работы по разработке, исследованию, оптимизации и упрощению инженерной реализации систем управления плазмой особо актуальны для сферических токамаков, в частности, в первую очередь для российского сферического токамака Глобус-М2, так как он превосходит по своим параметрам плазмы известные зарубежные аналоги типа MAST и NSTX (см. § 3).

С другой стороны, выполненный обзор систем магнитного управления плазмой, позволяет выделить общие особенности конфигураций таких систем, а именно:

— многосвязность;
— многоконтурность;
— каскадность;
— иерархичность;
— робастность;
— адаптивность.

Наметилась тенденция при многосвязном управлении формой и током плазмы по развязке каналов управления и применения в них наиболее простых регуляторов типа ПИД (см. п. 1.4, 2.3—2.5). Отметим, кроме систем управления положением, током и формой плазмы, развитие систем управления резистивными пристеночными модами, которые необходимо подавлять при возрастании плотности плазмы посредством специальных дополнительных обмоток и обратной связи. В этих системах могут проявляться аналогичные свойства и тенденции.

ЛИТЕРАТУРА

1. *Митришкин Ю.В., Коренев П.С., Прохоров А.А.* и др. Управление плазмой в токамаках. Ч. 1. Проблема управляемого термоядерного синтеза. Токамаки. Компоненты систем управления // Проблемы управления. — 2018. — № 1. — С. 2—20. — URL: http://pu.mtas.ru/archive/Mitrishkin_118.pdf (дата обращения: 28.02.2018).
2. *Арцимович Л.А.* Управляемые термоядерные реакции. — М.: Физматгиз, 1961. — 468 с.
3. Wesson J. Tokamaks. — Oxford: Clarendon Press, 1997. — 680 p.
4. *Balshaw N.*, All-the-World's Tokamaks. — URL: www.tokamak.info (дата обращения: 27.02.2018).
5. *Кадомцев Б.Б.*, *Шафранов В.Д.* Магнитное удержание плазмы // Успехи физических наук. — 1983. — Т. 139, вып. 3. — С. 399—434.
6. *Арсенин В.В.*, *Чуянов В.А.* Подавление неустойчивостей плазмы методом обратной связи (обзор) // Успехи физических наук. — 1977. — Т. 123, вып. 1. — С. 83—129.
7. *Самойленко Ю.И.*, *Губарев В.Ф.*, *Кривонос Ю.Г.* Управление быстропротекающими процессами в термоядерных установках. — Киев: Наукова думка, 1988. — 684 с.
8. *Ariola M.*, *Pironti A.* Magnetic Control of Tokamak Plasmas: 2nd ed. — Berlin: Springer, 2016. — 203 p.
9. *Митришкин Ю.В.* Управление плазмой в экспериментальных термоядерных установках: Адаптивные автоколебательные и робастные системы управления. — М.: URSS-КРАСАНД, 2016. — 400 с.
10. *Shi W.*, *Wehner W.*, *Justin Barton J.*, et al. Two-time-scale Model-based Combined Magnetic and Kinetic Control System for Advanced Tokamak Scenarios on DIII-D // Proc. of 51st IEEE Conf. on Decision and Control, December 10—13, 2012, Maui, Hawaii. — P. 4347—4352.
11. *Mitrishkin Yu.V.* Multivariable plasma magnetic and kinetic control systems in tokamaks // Proc. of III Joint Symp. of Taiwan-Russia Research Cooperation on Advanced Problems in Intelligent Mechatronics, Mechanics and Control. Institute of Mechanics, LMSU, Moscow, Russia, November 07—12, 2012. — P. 169—177.
12. *Ambrosino G.*, *Ariola M.*, *Mitrishkin Y.*, *Portone A.* Plasma Current and Shape Control in Tokamaks Using H_∞ and μ-Synthesis // Proc. of the 36 IEEE Conf. on Decision and Control, San Diego, California. December 1997. — P. 3697—3702.
13. *Mitrishkin Y.V. and Kimura H.* Plasma Vertical Speed Robust Control in Fusion Energy Advanced Tokamak // Proc. of the 40th IEEE Conf. on Decision and Control, Florida, USA. — December 2001. — P. 1292—1297.
14. *Mitrishkin Y.V.*, *Dokuka V.N.*, *Khayrutdinov R.R.*, *Kadurin A.V.* Plasma magnetic robust control in tokamak-reactor // Proc. of 45th IEEE Conf. on Decision and Control, San Diego, CA, USA, December 13—15, 2006. — P. 2207—2212, ISBN: 1-4244-0171-2.
15. *Mitrishkin Y.V.*, *Korostelev A.Y.*, *Dokuka V.N.*, *Khayrutdinov R.R.* Design and Modeling of ITER Plasma Magnetic Control System in Plasma Current Ramp-Up Phase on DINA Code // Proc. of the 48th IEEE Conf. on Decision and Control, Shanghai, China, December 16—18, 2009. — P. 1354—1359.
16. *Mitrishkin Y.V.*, *Kartsev N.M.* Hierarchical Plasma Shape, Position, and Current Control System for ITER // Proc. of the 50th IEEE Conf. on Decision and Control and European Control Conf., Orlando, FL, USA. 12—15 December, 2011. — P. 2620—2625.
17. *Mitrishkin Yu.V.*, *Zenckov S.M.*, *Kartsev N.M.*, et al. Linear and impulse control systems for plasma unstable vertical position in elongated tokamak // Proc. of the 51st IEEE Conf. on Decision and Control, Maui, Hawaii, USA, December 10—13, 2012. P. 1697—1702. — DOI: 10.1109/CDC.2012.6426971.
18. *Mitrishkin Y.V.*, *Korenev P.S.*, *Prohorov A.A.*, *Patrov M.I.* Tokamak Plasma Magnetic Control System Simulation with Reconstruction Code in Feedback Based on Experimental Data // Proc. of IEEE 56th Annual Conf. on Decision and Control, Melbourne, Australia, December 12—15, 2017. — P. 2360—2365.
19. *Mitrishkin Y.V.*, *Kadurin A.V.*, *Korostelev A.Y.* Tokamak Plasma Shape and Current H_∞ Controller Design in Multivariable Cascade System // Proc. of 18th IFAC World Congress, Milan, Italy, 2011. — TuA16.3. — P. 3722—3727.
20. *Mitrishkin Y.V.*, *Ivanov V.A.* Combined Nonlinear Tokamak Plasma Current Profile Control System Design with Input Constraints // Proc. of IFAC World Congress, Milan, Italy, 2011. — TuA16.4. — P. 3728—3733.
21. *Mitrishkin Y.V.*, *Korenev P.S.*, *Prohorov A.A.*, *Patrov M.I.* Robust H_∞ switching MIMO control for a plasma time-varying parameter model with a variable structure in a tokamak // IFAC World Congress, Toulouse, France, IFAC PapersOnLine 50-1. — P. 11385—11390.
22. *Митришкин Ю.В.* Управление динамическими объектами с применением автоматической настройки. — М.: Наука, 1985. — 158 с.
23. *Грибов Ю.В.*, *Чуянов В.А.*, *Митришкин Ю.В.* Способ стабилизации положения плазменного шнура в токамаке / А. с. 1119490 СССР. — Бюл. — 1985. — № 19. — С. 243.
24. *Косцов Ю.А.*, *Грибов Ю.В.*, *Митришкин Ю.В.* Устройство для стабилизации равновесного положения плазменного шнура в токамаке / А. с. 1153698 СССР. — Бюл. — 1985. — № 37. — С. 258.
25. *Грибов Ю.В.*, *Кузнецов Е.А.*, *Митришкин Ю.В.*, *Чуянов В.А.* Релейная система стабилизации положения плазмы токамака // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Термоядерный синтез. — 1986. — Вып. 4. — С. 51—57.
26. *Кузнецов Е.А.*, *Митришкин Ю.В.*, *Савкина И.С.* Адаптивная система минимизации амплитуды автоколебаний плазменного шнура относительно заданного положения в токамаке // Управление сложными техническими системами / ИПУ РАН. — М., 1987. — С. 30—33.
27. *Грибов Ю.В.*, *Кузнецов Е.А.*, *Митришкин Ю.В.* и др. Адаптивная оптимальная система управления горизонтальными смещениями плазменного шнура в токамаке // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Термоядерный синтез. — 1988. — Вып. 4. — С. 28—32.
28. *Грибов Ю.В.*, *Митришкин Ю.В.*, *Чуянов В.А.*, *Шаховец К.Г.* Способ стабилизации положения плазменного шнура в токамаке / А. с. 1399824 СССР. — Бюл. — 1988. — № 20. — С. 231.
29. *Грибов Ю.В.*, *Косцов Ю.А.*, *Кузнецов Е.А.* и др. Устройство для стабилизации положения плазменного шнура в токамаке / А. с. 1418817 СССР. — Бюл. — 1988. — № 31. — С. 244.
30. *Митришкин Ю.В.* Минимизация амплитуды автоколебаний в релейной системе управления с устойчивой линейной динамической частью // Автоматика и телемеханика. — 1989. — № 9. — С. 91—102.
31. *Mitrishkin Y.V.*, *Kuznetsov E.A.* Estimation of Parameters of Stabilized Plasma // Plasma Devices and Operations. — 1993. — Vol. 2, N 3. — P. 277—286.
32. *Бортников А.В.*, *Герасимов С.Н.*, *Митришкин Ю.В.*, *Полиančик К.Д.* Релейное автоматическое управление положением плазменного шнура по горизонтали в токамаке ТВД с помощью стационарных регуляторов / Препринт ИАЭ-5218/7. — М., 1990. — 51 с.
33. *Бортников А.В.*, *Герасимов С.Н.*, *Митришкин Ю.В.*, *Цыпакин И.А.* Система автоматического управления положением плазмы по горизонтали и вертикали в токамаке ТВД / Препринт ИАЭ-5096/7. — М., 1990. — 12 с.
34. *Бортников А.В.*, *Герасимов С.Н.*, *Митришкин Ю.В.*, *Цыпакин И.А.* Инвертор напряжения автоматической системы

управления положением плазменного шнура в токамаке ТВД / Препринт ИАЭ-5068/7. — М., 1990. — 36 с.
35. *Abramov A.V.*, *Bortnikov A.V.*, *Mitrishkin Y.V.*, et al. Shaping, Vertical Stability and Control Elongated Plasmas on the TVD / Preprint IAE-5301/7. — Moscow, 1991. — 40 p.
36. *Кузнецов Е.А.*, *Митришкин Ю.В.* Автоколебательная система стабилизации неустойчивого вертикального положения плазмы сферического токамака Глобус-М. — М.: ИПУ РАН, 2005. — 71 с.
37. *Kuznetsov E.A.*, *Mitrishkin Y.V.*, *Yagnov V.A.*, *Shcherbitsky V.N.* Current Inverter as Actuator for Plasma Position Control Systems in Tokamaks // Proc. of the 11th IEEE Intern. Conf. on Application of Information and Communication Technologies (AICT2017), V.A. Trapeznikov Institute of Control Sciences of RAS, September 20—22, 2017, Moscow, Russia. — P. 485—489.
38. *Sartori F.*, *Tommasi G.D.*, *and Piccolo F.* The Joint European Torus. Plasma position and shape control in the world's largest tokamak // IEEE Control Systems Magazine. — 2006. — Vol. 26, N 2. — P. 64—78.
39. *A. Neto A.*, *R. Albanese R.*, *Ambrosino G.*, et al., *and JET-EFDA Contributors.* Exploitation of Modularity in the JET Tokamak Vertical Stabilization System // Proc. of the 50th IEEE Conf. on Decision and Control and European Control Conference (CDC-ECC), Orlando, FL, USA, December 12—15, 2011. — P. 2644—2649.
40. *Bellizio T.*, *AlbaneseR.*, *AmbrosinoG.*, et al., *and JET EFDA Contributors.* Control of Elongated Plasma in Presence of ELMs in the JET Tokamak // IEEE Trans. on Nuclear Science. — 2011. — Vol. 58, N 4. — P. 1497—1502.
41. *Yuan Q.P., Xiao B.J., Luo, Z.P.,* et al. Plasma current, position and shape feedback control on EAST // Nuclear Fusion. — 2013. — Vol. 53, N 4. 043009. — 10 p.
42. *Albanese R., Ambrosino R., Castaldo A.,* et al. ITER-like vertical stabilization system for the east Tokamak // Nuclear Fusion. — 2017. — Vol. 57, N 8. 086039 (10 p.). — https://doi.org/10.1088/1741-4326/aa7a78 (дата обращения: 28.02.2018).
43. *Qiu Q., Xiao B., Guo Y.,* et al. Simulation of EAST vertical displacement events by tokamak simulation code // Nuclear Fusion. — 2016. — Vol. 56. N 10. 106029. — 10 p. — doi:10.1088/0029-5515/56/10/106029.
44. *Walker M.L., Johnson R.D., Leuer J.A., Penaflor B.G.* On-Line Calculation of Feedforward Trajectories for Tokamak Plasma Shape Control // Proc. of the 44th IEEE Conf. on Decision and Control, and the European Control Conference, 2005, Seville, Spain, December 12—15. — P. 8233—8239.
45. *Walker M.L., Humphreys D.A., Leuer J.A.,* et al. Implementation of model-based multivariable control on DIII—D, GA—A23468, 2000. — URL: https://fusion.gat.com/pubs-ext/SOFT00/A23468.pdf (дата обращения: 28.02.2018).
46. *Herrmann A. and Gruber O.* Chapter 1: Asdex Upgrade — Introduction and overview // Fusion Science and Technology. 2003. — Vol. 44, November 2003. — P. 569—577.
47. *Streibl D.*, *Lang P.T.*, *Leuterer F.*, et al. Chapter 2: Machine design, fueling, and heating in Asdex Upgrade. — Ibid. — P. 578—592.
48. *Mertens V., Raupp G., and Treutterer W.* Chapter 3: Plasma Control in ASDEX Upgrade. — Ibid. — P. 593—604.
49. *De Tommasi G., Maviglia F., Neto A.C.,* et al. JET-EFDA Contributors Plasma position and current control system enhancements for the JET ITER-like wall // Fusion Engineering and Design. — 2014. — Vol. 89, iss. 3. — P. 233—242.
50. *Albanese R., Cocorrese E., and Rubinacci G.* Plasma modeling for the control of vertical instabilities in tokamaks // Nuclear Fusion. 1989. — Vol. 29, N 6. — P. 1013—1022.
51. *Beghi A. and Cenedese A.* Advances in real-time plasma boundary reconstruction // IEEE Control Syst. Mag. — 2005. — Vol. 25, N 5. — P. 44—64.
52. *Lister J.B., Hofmann F., Moret J.M.,* et al. The control of tokamak configuration variable plasmas // Fusion Technology. — 1997. — Vol. 32, N 3. — P. 321—373.
53. *Ambrosino G., Albanese R.* Magnetic control of plasma current, position, and shape in tokamaks // IEEE Control Syst. Mag. — 2005. — Vol. 25, N. 5. — P. 76—92.
54. *Jhang H., Kessel C.E., Pomphrey N.,* et al. Simulation studies of plasma identification and control in Korea superconducting tokamak advanced research // Fusion Engineering and Design. — 2001. — Vol. 54, N 1. — P. 117—134.
55. *Hutchinson I.H., Horne S.F., Tinios G.,* et al. Plasma shape control: A general approach and its application to Alcator C-Mod // Fusion Technology. — 1996. — Vol. 30, N 2. — P. 137—150.
56. *Freidberg J.* Plasma Physics and Fusion Energy. — Cambridge: Cambridge University Press, 2007. — 671 p.
57. *Cunningham G.* High performance plasma vertical position control system for upgraded MAST // Fusion Engineering and Design. — 2013. — Vol. 88, N. 12. — P. 3238—3247.
58. *Boyer M.D., Battaglia D.J., Eidietis N.,* et al. Plasma boundary shape control and real-time equilibrium reconstruction on NSTX-U // Nuclear Fusion. — 2018. — Vol. 58, N. 3.
59. *Pangione L., McArdle G., Storrs J.* New magnetic real time shape control for MAST // Fusion Engineering and Design. — 2013. — Vol. 88. — P. 1087—1090.
60. *Sakharov N.V.* Spherical tokamak Globus-M construction and operation. // Plasma Devices and Operations. — 2001. — Vol. 9, N 1—2. — P. 25—38.
61. *Gusev V.K., Azizov E.A., A.B. Alekseev A.B.,* et al. Globus-M results as the basis for a compact spherical tokamak with enhanced parameters Globus-M2 // Nuclear Fusion. — 2013. — Vol. 53, N 9.
62. *Коренев П.С., Митришкин Ю.В., Патров М.И.* Реконструкция равновесного распределения параметров плазмы токамака по внешним магнитным измерениям и построение линейных плазменных моделей // Мехатроника, автоматизация и управление. — 2016. — Т. 17, № 4. — С. 254—265. DOI: 10.17587/mau.17.254-266.
63. *Митришкин Ю.В., Прохоров А.А., Коренев П.С., Патров М.И.* Способ моделирования систем магнитного управления формой и током плазмы с обратной связью в токамаке / Заявка № 2017115081 на патент РФ, приоритет от 28 апреля 2017 г.
64. *Митришкин Ю.В., Прохоров А.А., Коренев П.С., Патров М.И.* Метод моделирования систем магнитного управления плазмой в токамаке с кодом восстановления равновесия плазмы в обратной связи на основе экспериментальных данных // Ломоносовские чтения—2017. Секция физики / Физ. фак. МГУ: сб. тез. докл. — М., 2017. — С. 181—184.
65. *Карцев Н.М., Митришкин Ю.В., Патров М.И.* Иерархические робастные системы магнитного управления плазмой в токамаках с адаптацией // Автоматика и телемеханика. — 2017. — № 4. — С. 149—165.
66. *Azizov E., Velikhov E., BelyakovV., Filatov O.* Status of project of engineering-physical tokamak. — In: 23rd IAEA Fusion Energy Conf. Daejeon, Republic of Korea, 11—16 October 2010, FTP/P6-01.
67. *Митришкин Ю.В., Карцев Н.С., Зенков С.М.* Стабилизация неустойчивого вертикального положения плазмы в токамаке Т-15. Часть I // Автоматика и телемеханика. — 2014. — № 2. — С. 129—145.
68. *Митришкин Ю.В., Карцев Н.С., Зенков С.М.* Стабилизация неустойчивого вертикального положения плазмы в токамаке Т-15. Часть II // Там же. — № 9. — С. 31—44.
69. *Zhou K. and Doyle J.C.* Essentials of Robust Control. — Prentice Hall, 1998. — URL: http://www.dl.offdownload.ir/ali/Essentials%20of%20Robust%20Control.pdf (дата обращения: 28.02.2018).
70. *Лукаш В.Э., Докука В.Н., Хайрутдинов Р.Р.* Программно-вычислительный комплекс ДИНА в системе MATLAB для

решения задач управления плазмой токамака // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Термоядерный синтез. — 2004. — Вып. 1. — С. 40—49.

71. *Mitrishkin Y.V., Kartsev N.M., Zenkov S.M.* Plasma vertical position, shape, and current control in T-15 tokamak // Proc. of the IFAC Conference on Manufacturing Modelling, Management and Control, Saint Petersburg, Russia, June 19—21, 2013. — P. 1820—1825.
72. *Mitrishkin Y.V., Pavlova E.A., Kuznetsov E.A., Gaydamaka K.I.* Continuous, saturation, and discontinuous tokamak plasma vertical position control systems // Fusion Engineering and Design. — 2016. — Vol. 108. — P. 35—47.
73. *Golubtcov M.P., Mitrishkin Y.V., Sokolov M.M.* Adaptive Model Predictive Control of tokamak plasma unstable vertical position // Proc. 2016 Intern. Conf. Stability and Oscillations of Nonlinear Control Systems (Pyatnitskiy's Conf.) / IEEE Xplore (Digital Library), 2016. — DOI: 10.1109/STAB.2016.7541185. — URL: http://ieeexplore.ieee.org/abstract/document/7541185/.
74. *Pavlova E.A., Mitrishkin Y.V., Khlebnikov. M.V.* Control System Design for Plasma Unstable Vertical Position in a Tokamak by Linear Matrix Inequalities // Proc. of The 11th IEEE Intern. Conf. on Application of Information and Communication Technologies (AICT2017), V.A. Trapeznikov Institute of Control Sciences of RAS, September 20—22, 2017, Moscow, Russia. — P. 458—462.
75. *Зенков С.М., Митришкин Ю.В., Фокина Е.К.* Многосвязные системы управления положением, током и формой плазмы в токамаке Т-15 // Проблемы управления. — 2013. — № 4. — С. 2—10.
76. *Докука В.Н., Кавин А.А., Лукаш В.Э.* и др. Численное моделирование управления плазмой в модернизированном токамаке Т-15 // ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез. — 2014. — Т. 37, вып. 3. — С. 56—70.
77. *Пустовитов В.Д.* Усиление резонансного поля на границе устойчивости RWM в токамаке // Письма в ЖЭТФ. — 2003. — Т. 78, вып. 5. — С. 727—730.
78. *Walker M.L., Humphreys D.A., Mazon D.*, et al. Emerging applications in tokamak plasma control // IEEE Control Systems Magazine. — 2006. — № 2. — С. 35—63.
79. *Okabayashi M., Pomphrey N., Hatcher R.E.* Circuit equation formulation of resistive wall mode feedback stabilization schemes // Nuclear Fusion. — 1998. — Vol. 38, N 11. — P. 1607—627.
80. *Liu Y.Q., Bondeson A.* Active feedback stabilization of toroidal external modes in tokamaks // Physical Review Letters. — 2000. — Vol. 84, N 5. — P. 907—910.
81. *In Y., Kim J.-S., Humphreys D.A., Walker M.L.* Model-based static and dynamic filter application to resistive wall mode identification and feedback control in DIII-D // Proc. of 45th IEEE Conf. on Decision and Control, San Diego, CA, USA, Dec 13—15, 2006. — P. 2250—2256.
82. *Garofalo A.M.* Resistive wall mode control in DIII-D. Workshop on Active Control of MHD Stability: Active MHD control in ITER / Princeton Plasma Physics Laboratory, Princeton, New Jersey, Nov. 6—8, 2006.
83. *Dalessio J., Schuster E., Humphreys D.*, et al. Extending the RWM Stability Region by Optimal Feedback Control // Proc. of 47th IEEE Conf. on Decision and Control, Cancun, Mexico, Dec. 9—11, 2008. P. 3145—3150.
84. *Schuster E.* Integrated plasma control / Workshop «Control for Nuclear Fusion», Eindhoven University of Technology, Netherlands, May 7—8, 2008.
85. *Garofalo A.M., Jackson G.L., La Haye R.J.*, et al. and the DIII-D *Team*. Stability and control of resistive wall modes in high beta, low rotation DIII-D plasmas // Nuclear Fusion. — 2007. — Vol. 47, N 9. — P. 1121—1130.
86. *Katsuro-Hopkins O., Sabbagh S.A., Bialek J.M.* Analysis of resistive wall mode LQG control in NSTX with mode rotation // Proc. of 48th IEEE Conf. on Decision and Control, Shanghai, P.R. China, December 16—18, 2009. — P. 309—314.
87. *Katsuro-Hopkins O., Bialek J., Maurer D.A. and Navratil G.A.* Enhanced ITER resistive wall mode feedback performance using optimal control techniques // Nuclear Fusion. — 2007. — N 47. — P. 1157—1165.
88. *Maurer D.A., Bialek J., Navratil G.A.*, et al. Controllability and Reduced State Space Models for Feedback Control of the Resistive Wall Kink Mode // Proc. of 45th IEEE Conf. on Decision and Control, San Diego, CA, USA, Dec 13—15, 2006. — P. 2271—2275.
89. *Applied* Dynamics International. Solutions in Real Time. — URL: http://www.adi.com/ (дата обращения: 01.03.2018).
90. *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, iss. 3. — P. 121—130.
91. *Walker M.L., Humphreys D.A., Leuer J.,* et al. Practical Control Issues on DIII-D and Their Relevance for ITER // General Atomics, Engineering Physics Memo, EPM111803a, 2003.
92. *Wang S., Yuan Q. and Xiao B.* Development of the simulation platform between EAST plasma control system and the tokamak simulation code based on Simulink // Plasma Science and Technology. — 2017. — Vol. 19, N 3. — 035601. — 10 p. — doi: 10.1088/2058-6272/19/3/035601.
93. *Ariola M. and Pironti A.* Plasma shape control for the JET tokamak // IEEE Control Syst. Mag. — 2005. — Vol. 25, N 5. — P. 65—75.
94. *Treutterer W., Cole R., Lьddecke K.,* et al., and ASDEX Upgrade Team. ASDEX Upgrade Discharge Control System — A real-time plasma control framework // Fusion Engineering and Design. — 2014. — Vol. 89, iss. 3. — P. 146—154.
95. *Le H.B., Felici F., Paley J.I.,* et al., and the TCV team. Distributed digital real-time control system for TCV tokamak // Ibid. — P. 155—164.

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

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

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

Павлова Евгения Александровна — физик, Московский государственный университет им. М.В. Ломоносова; математик, Институт проблем управления им. В.А. Трапезникова РАН, г. Москва, ✉ pavlova@physics.msu.ru,

Прохоров Артем Андреевич — физик, Московский государственный университет им. М.В. Ломоносова; инженер-программист, Институт проблем управления им. В.А. Трапезникова РАН, г. Москва, ✉ artem@physics.msu.ru,

Коренев Павел Сергеевич — физик, Московский государственный университет им. М.В. Ломоносова; инженер-программист, Институт проблем управления им. В.А. Трапезникова РАН, г. Москва, ✉ pkorenev92@mail.ru,

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