

УДК 519.718

ОЦЕНКА ОБЛАСТИ УПРАВЛЯЕМОСТИ ВЕРТИКАЛЬНЫМ ПОЛОЖЕНИЕМ ПЛАЗМЫ В ТОКАМАКЕ КТМ С КАТУШКОЙ HFC

П.С. Корнев¹, А.Е. Коньков¹, Б.Ж. Чектыбаев², С.В. Котов², Д.Б. Зарва³

¹Институт проблем управления им. В.А. Трапезникова РАН, Москва, Россия

²Филиал Института атомной энергии РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан

³РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан

В современных токамаках создаётся плазма с вытянутым по вертикали сечением, но такая конфигурация неустойчива по вертикальному положению плазмы, и для функционирования таких токамаков необходимы системы управления вертикальным положением плазмы. Важным параметром, характеризующим возможности по управлению вертикальным положением плазмы, является область управляемости. В данной статье производится оценка области управляемости плазмы токамака КТМ катушкой HFC с учётом ограничений в источнике питания. Для нахождения этой оценки было восстановлено равновесие плазмы по экспериментальным сигналам токамака, и по восстановленным равновесиям была построена модель движения плазмы, после чего было проведено моделирование системы управления током в HFC, запитанной от инвертора напряжения в режиме широтно-импульсной модуляции (ШИМ). Рассчитанная нижняя оценка области управляемости плазмы составила 23 см, что достаточно велико для токамака с малым радиусом плазмы 45 см, и показывает возможность создания эффективной системы управления положением плазмы с управляющей катушкой HFC в токамаке КТМ.

Ключевые слова: токамак, инвертор напряжения, область управляемости, управление положением плазмы, восстановление равновесия, линейная модель плазмы.

ESTIMATION OF PLASMA VERTICAL POSITION CONTROLLABILITY REGION IN KTM TOKAMAK WITH THE HFC COIL

P.S. Korenev¹, A.E. Konkov¹, B.Zh. Chektybayev², S.V. Kotov², D.B. Zarva³

¹V.A. Trapeznikov Institute of Control Sciences of RAS, Moscow, Russia

²Institute of Atomic Energy Branch of National Nuclear Center of RK, Kurchatov, Kazakhstan

³National Nuclear Center of RK, Kurchatov, Kazakhstan

In modern tokamaks, plasma with a vertically elongated cross-section is created. However, the vertical position of the plasma in such a configuration is unstable, necessitating control systems to stabilize the plasma position. An important parameter characterizing the ability of a tokamak's poloidal field coil system to control the vertical position of the plasma is the size of the controllability region. This article estimates the controllability region size of the KTM tokamak plasma with the HFC as the control coil, taking into account the power supply constraints. To estimate this region, plasma equilibria were reconstructed from magnetic diagnostic experimental signals, and plasma motion models were constructed based on these equilibria. Subsequently, current control system simulations were conducted for the HFC coil powered by a PWM inverter. The calculated lower estimate of the plasma controllability region is 23 cm, which is sufficiently large for a tokamak with a minor radius of 45 cm, demonstrating the feasibility of an effective plasma position control system using the HFC coil in the KTM tokamak.

Key words: tokamak, voltage inverter, controllability region, plasma position control, equilibrium reconstruction, linear plasma model.

DOI: 10.21517/0202-3822-2024-47-3-49-59

ВВЕДЕНИЕ

Современные D-образные токамаки с вытянутым по вертикали поперечным сечением плазмы [1] обеспечивают повышенное давление плазмы при том же тороидальном магнитном поле по сравнению с первым поколением токамаков с круглым поперечным сечением. При максимальном использовании объёма токамака, т.е. при приближении границы плазмы к первой стенке, удаётся получить плазму с наилучшими параметрами. Однако вытянутое по вертикали сечение плазмы приводит к неустойчивости положения плазмы в вертикальном направлении и в связи с этим к повышенной опасности соприкосновения плазмы с элементами конструкции установки, что может привести к их разрушению. Поэтому для плазмы в современном токамаке требуются стабилизация неустойчивого вертикального положения и управление её формой [2, 3]. Такая плазма может существовать только в системе с обратной связью, обеспечивающей внутреннюю устойчивость замкнутого контура управления [4].

Одной из задач системы управления вертикальным положением плазмы с обратной связью в D-образном токамаке является подавление вертикальной неустойчивости плазмы. При этом система управления с обратной связью способна подавлять резкие возмущения вертикального положения плазмы, вызванные разными причинами: неустойчивостями плазмы с временем развития меньшим, чем время реакции системы управления; транспортными запаздываниями в контуре управления; ошибками управления.

Поскольку источники питания могут обеспечить ограниченные величины напряжения и тока в управляющих катушках токамака, система управления может управлять положением плазмы только в ограниченной области. Эту область называют областью управляемости плазмы по вертикали [5]. Считается, что для нормального функционирования токамака необходим размер области управляемости не менее 10% от малого радиуса плазмы [6].

При проектировании современных токамаков не всегда обеспечивается достаточный размер области управляемости плазмы. По этой причине порой возникает необходимость коррекции полоидальных систем либо посредством переноса некоторых обмоток [2], либо посредством добавления новых обмоток [7, 8].

В КТМ все обмотки полоидального поля расположены внутри обмоток тороидального поля (ТФ, рис. 1) [9] по аналогии с такими токамаками, как ДП-D, NSTX (США), TCV (Швейцария), JT-60U (Япония).

В настоящее время катушка НФС не применяется для управления вертикальным положением плазмы на токамаке КТМ, но будет использована в ближайшее время после ввода в эксплуатацию её источника питания и системы управления током. Данная работа посвящена анализу возможностей полоидальной системы КТМ по управлению вертикальным положением плазмы при введении в строй катушки НФС. В ходе анализа были выполнены следующие задачи:

— по экспериментальным данным КТМ восстановлено равновесие плазмы;
 — по восстановленному равновесию плазмы построена линейная модель движения плазмы;
 — проведена оценка области управляемости вертикальным положением плазмы.

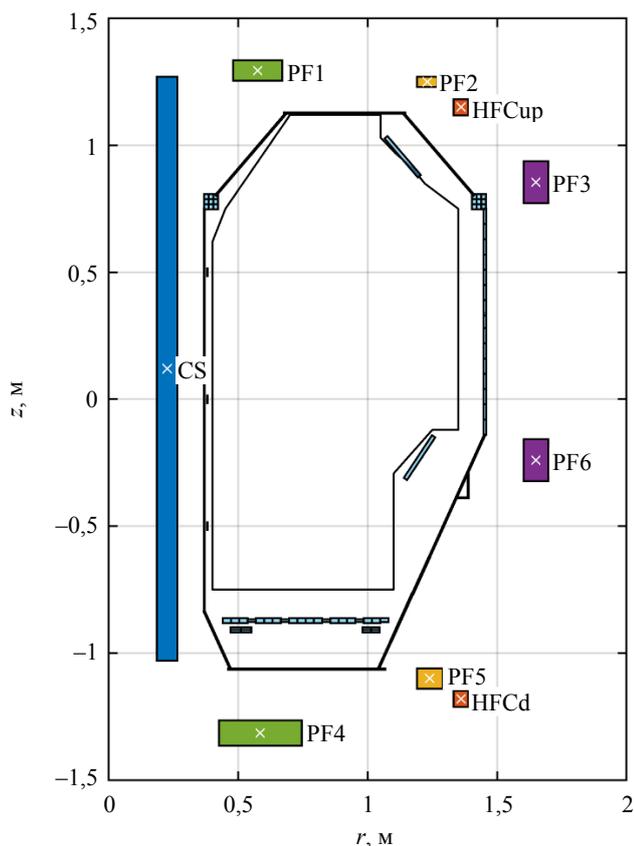


Рис. 1. Сечение токамака КТМ [9]

ИСХОДНЫЕ ДАННЫЕ

Для восстановления равновесия и получения линейных моделей плазмы КТМ использовались следующие данные:

- координаты, число витков и сопротивление катушек токамака КТМ;
- координаты и сопротивления элементов вакуумной камеры КТМ;
- координаты 12 датчиков напряжения на обходе (ДНО), измеряющих магнитный полоидальный поток, и 36 датчиков формы магнитной поверхности (ДФМП), измеряющих нормальную и тангенциальную компоненты магнитного поля.

При проведении анализа использовались экспериментальные сигналы ДНО, ДФМП и измеренные поясами Роговского токи в катушках, плазме, диверторном столе и обмотках пассивной стабилизации для разрядов № 5121 и 5126. Разряд № 5121 основан на сценарии с лимитерной конфигурацией плазмы вытянутостью $k = 1,4$ и током 500 кА, разряд № 5126 основан на сценарии с вытянутостью $k = 1,6$, током

500 кА и диверторной конфигурацией. Плазма в разряде № 5126 срывается при приближении к заданной вытянутости, но в нём имело место формирование конфигурации, близкой к диверторной.

В качестве источника питания катушки НФС на токамаке КТМ будет использован инвертор напряжения в режиме ШИМ с тремя уровнями напряжения $[-1, 0, 1]$ кВ, мощностью 2 МВт и частотой 1 кГц.

ВОССТАНОВЛЕНИЕ РАВНОВЕСИЯ ПЛАЗМЫ

Экспериментальные данные разрядов КТМ были использованы для восстановления равновесия плазмы. Восстановление равновесия осуществлялось посредством алгоритма FCDI-IT [10]. Алгоритм FCDI-IT работает итерационно. На каждой итерации плотность тока плазмы J аппроксимировалась полиномами от полоидального магнитного потока ψ предыдущей итерации:

$$J_{n+1} = rp'(\psi_n) + \frac{1}{\mu_0 r} F'(\psi_n)F(\psi_n);$$

$$p'(\psi_n) = \sum_k c_k^p (\psi_n)^k;$$

$$F'(\psi_n)F(\psi_n) = \sum_k c_k^F (\psi_n)^k.$$

Коэффициенты полиномов c^p и c^F , а также протекающие в камере токи I_{VV} , находятся минимизацией квадратичного функционала ошибок:

$$\chi^2(c^p, c^F, I_{VV}) = \|W_{XY}(X - Y(c^p, c^F, I_{VV}))\|^2 + \|W_{VV}(I_{VV} - \tilde{I}_{VV})\|^2.$$

Здесь X — вектор показаний диагностики токамака, включающий значения потоков, измеренные ДНО, магнитные поля от ДФМП, токи плазмы, диверторного стола и обмоток пассивной стабилизации, измеренные поясами Роговского; Y — вектор восстановленных значений потоков полей и токов; W_{XY} и W_{VV} — диагональные матрицы весовых коэффициентов; \tilde{I}_{VV} — оценка наведённых токов, рассчитанная из измеренных токов катушек I_{PF} и плазмы I_p :

$$L_{VV} \frac{d}{dt} \tilde{I}_{VV} + M_{VVPF} \frac{d}{dt} I_{PF} + M_{VVP} \frac{d}{dt} I_p + R_{VV} \tilde{I}_{VV} = 0.$$

Матрицы индуктивностей L_{VV} , M_{VVPF} , M_{VVP} и диагональная матрица сопротивлений элементов камеры R_{VV} рассчитаны по исходным данным.

На рис. 2 показаны восстановленные равновесия плазмы в разрядах № 5121 и 5126 с током плазмы 500 кА. Для разряда № 5121 восстановленная плазма находится в лимитерной фазе и обладает вытянутостью 1,4, в конце разряда № 5126 восстановленная плазма находится в диверторной фазе и

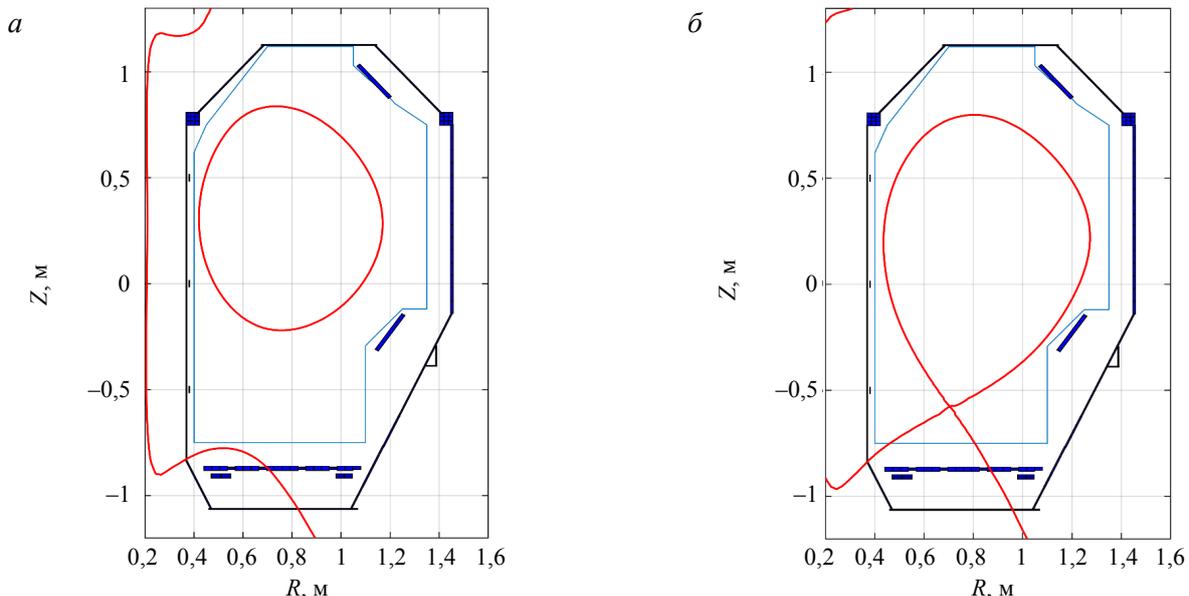


Рис. 2. Восстановленные равновесия плазмы: а — разряд № 5121, момент времени 3,475 с, вытянутость 1,41, лимитерная фаза; б — разряд № 5126, момент времени 2,5 с, вытянутость 1,64, диверторная фаза

имеет вытянутость 1,6, что согласуется с предоставленными исходными данными об этих разрядах. Графики тока плазмы для разрядов № 5121 и 5126 показаны на рис. 3. На рис. 4 и 5 показана восстановленная эволюция вертикального положения и вытянутости плазмы в разрядах № 5121 и 5126.

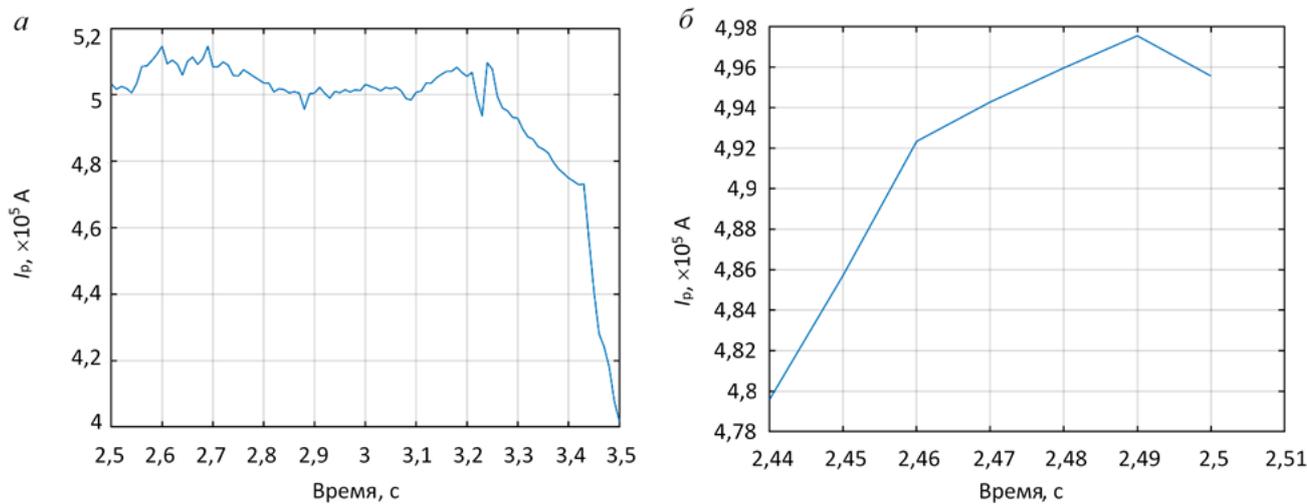


Рис. 3. Эволюция тока плазмы в разрядах № 5121 (а), № 5126 (б)

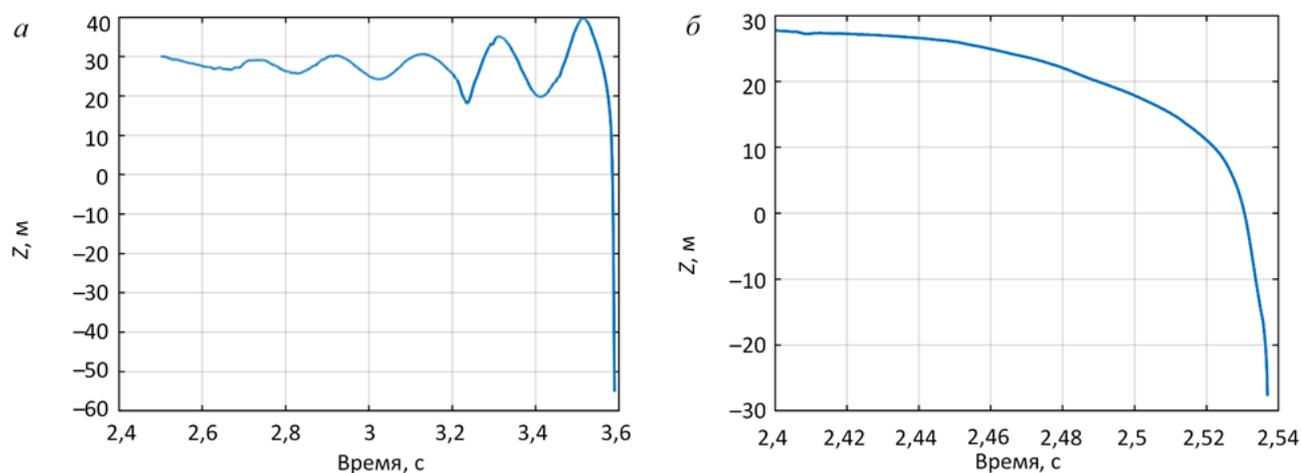


Рис. 4. Эволюция вертикального положения плазмы в разрядах № 5121 (а), № 5126 (б)

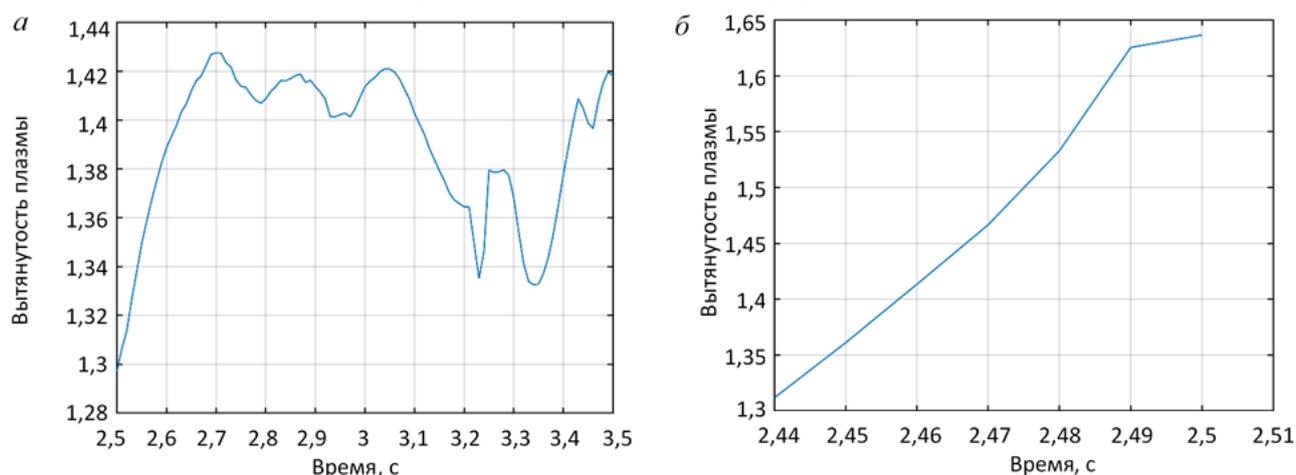


Рис. 5. Эволюция вытянутости плазмы в разрядах № 5121 (а), № 5126 (б)

МОДЕЛЬ ВЕРТИКАЛЬНОГО ДВИЖЕНИЯ ПЛАЗМЫ

Построенные линейные модели основаны на уравнениях Кирхгофа для контуров тока катушек, плазмы и элементов камеры, и уравнении баланса сил, действующих на плазму [11]:

$$\begin{cases} \frac{d}{dt} \Psi(\mathbf{r}_p, I) + RI = U; \\ \mathbf{F}(\mathbf{r}_p, I) = 0. \end{cases}$$

Здесь $\mathbf{I} = [I_{PF}^T, I_{VV}^T, I_p]^T$ — вектор-столбец токов в контурах катушек, элементов камеры и плазмы; Ψ — вектор-столбец магнитных потоков через контура системы; R — диагональная матрица сопротивлений контуров; U — вектор-столбец напряжений, подаваемых на контура; \mathbf{F} — вектор действующей на плазму силы; $\mathbf{r}_p = [r_p \ z_p]^T$ — радиус-вектор центра масс плазмы на полоидальном сечении. Сопротивление плазмы в течение каждого разряда считалось постоянным и оценивалось как $R_p = -\Delta\Psi_a / \bar{I}_p \Delta t$, где $\Delta\Psi_a$ — полученное при восстановлении равновесия изменение потока на магнитной оси плазмы за рассматриваемое время Δt , \bar{I}_p — усреднённый на времени Δt ток плазмы.

Полученные модели линеаризованы возле восстановленных равновесий разряда № 5121 (вытянутость плазмы 1,4, ток плазмы 500 кА) и разряда № 5126 (вытянутость плазмы 1,6, ток плазмы 500 кА). Линеаризованные уравнения модели для отклонений δ от положения равновесия имеют вид

$$\begin{cases} \frac{\partial \Psi}{\partial I} \frac{d}{dt} \delta I + \frac{\partial \Psi}{\partial \mathbf{r}_p} \frac{d}{dt} \delta \mathbf{r}_p + R \delta I = \delta U; \\ \frac{\partial \mathbf{F}}{\partial I} \delta I + \frac{\partial \mathbf{F}}{\partial \mathbf{r}_p} \delta \mathbf{r}_p = 0. \end{cases}$$

Линейными преобразованиями модель приведена к стандартному виду в пространстве состояний:

$$\begin{cases} \frac{dx}{dt} = Ax + Bu; \\ y = Cx; \\ x = \delta I; \\ u = \delta U; \\ y = [\delta \mathbf{r}_p^T, \delta I_p, \delta I_{PF}^T]^T. \end{cases} \quad (1)$$

Полученные модели имеют 24-й порядок; восемь входов u — напряжения на восьми катушках (CS, PF1—PF6 и HFC); 11 выходов y — смещения плазмы по вертикали и горизонтали; приращения токов плазмы и восемь катушек; 24 состояния x , включающие восемь токов в катушках; ток плазмы и 15 состояний отведённых под токи в камере и пассивных структурах. Модели имеют единственный действительный неустойчивый полюс $\gamma > 0$, соответствующий неустойчивости вертикального положения плазмы, и имеющий смысл инкремента неустойчивости.

Модели, приведённые к форме (1), были рассчитаны для восстановленных равновесий для различных моментов времени рассматриваемых разрядов, что позволило проследить, как меняется инкремент вертикальной неустойчивости плазмы в течение разряда. Изменение инкремента показано на рис. 6.

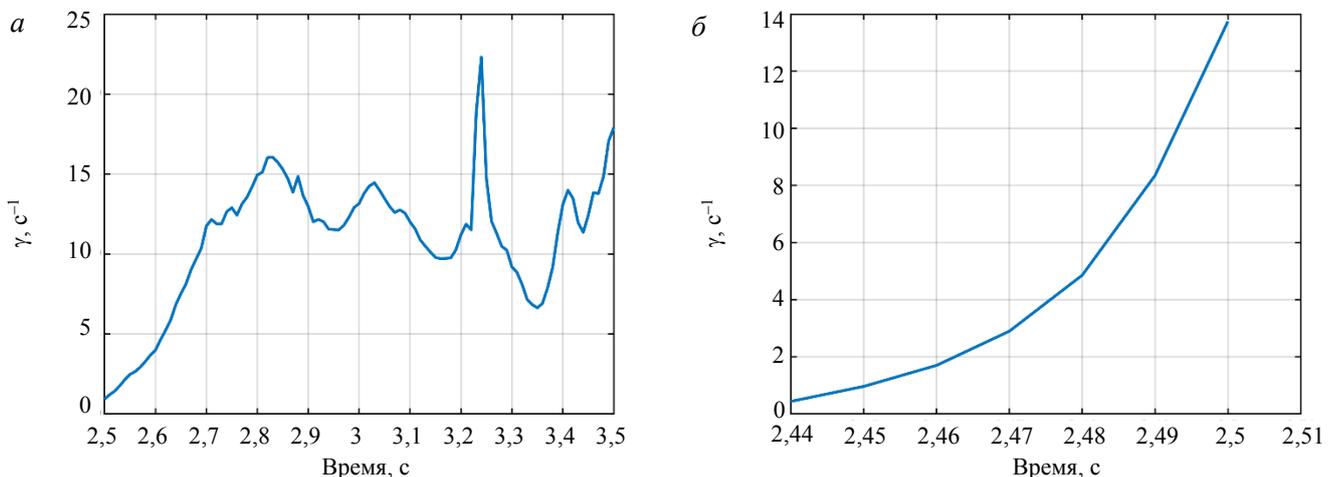


Рис. 6. Неустойчивый полюс модели: а — разряд № 5121; б — разряд № 5126

ОБЛАСТЬ УПРАВЛЯЕМОСТИ МОДЕЛИ

Важным параметром, характеризующим качество и запас робастной устойчивости системы магнитного управления плазмой, является максимально возможная управляемая величина вертикального смещения плазмы при ограниченном напряжении на НФС, или, другими словами, область управляемости по вертикальной координате [5, 8, 12]. Для оценки этой величины посредством перехода к новому базису в пространстве состояний система уравнений (1), описывающая модель, была приведена к блочно-диагональной форме с неустойчивым полюсом γ в качестве одного из блоков:

$$\begin{cases} \frac{d\hat{x}}{dt} = \hat{A}\hat{x} + \hat{B}U_{\text{НФС}}; \\ \delta z_p = \hat{C}\hat{x}; \end{cases}$$

$$\hat{A} = \begin{bmatrix} \hat{A}_{n-1} & 0 \\ 0 & \gamma \end{bmatrix}; \quad \hat{B} = \begin{bmatrix} \hat{B}_{n-1} \\ \hat{b}_n \end{bmatrix}; \quad \hat{C} = [\hat{C}_{n-1} \quad \hat{c}_n];$$

$$\gamma > 0, \quad \gamma, \hat{b}_n, \hat{c}_n \in R^1.$$

При этом мы рассматриваем только один выход z_p модели (вертикальное смещение плазмы) и один вход $U_{\text{НФС}}$ (напряжение на катушке НФС, символ отклонения δ опущен, так как значение $U_{\text{НФС}}$ в равновесии, для которого была получена модель, равно нулю). В таком представлении динамика неустойчивого состояния модели описывается уравнением

$$\frac{d\hat{x}_n}{dt} = \gamma\hat{x}_n + \hat{b}_n U_{\text{НФС}}.$$

Для того чтобы неустойчивое состояние \hat{x}_n было управляемым, необходимо, чтобы управляющий сигнал $U_{\text{НФС}}$ был способен изменить направление изменения \hat{x}_n , т.е. знак производной $\frac{d\hat{x}_n}{dt}$. Это возможно при выполнении условия

$$x|\hat{x}_n| < \left| \frac{\hat{b}_n U_{\text{max}}}{\gamma} \right|,$$

откуда, пренебрегая вкладом устойчивых состояний $\hat{x}_1, \dots, \hat{x}_{n-1}$ в координату плазмы, следует оценка максимального управляемого вертикального смещения плазмы, т.е. размер области управляемости по вертикали:

$$|\delta z_p| < \left| \frac{\hat{c}_n \hat{b}_n U_{\text{max}}}{\gamma} \right| \Rightarrow \delta z_p^{\text{max}} = \left| \frac{\hat{c}_n \hat{b}_n U_{\text{max}}}{\gamma} \right|. \quad (2)$$

Области управляемости были рассчитаны для управляющей катушки НФС с максимальным напряжением $U_{\text{max}} = 1000$ В. Полученные графики областей управляемости для разрядов № 5121 и 5126 показаны на рис. 7. Рассчитанные величины области управляемости могут меняться в течение разряда на порядок, будучи обратно пропорциональными изменяющимся инкрементам неустойчивости.

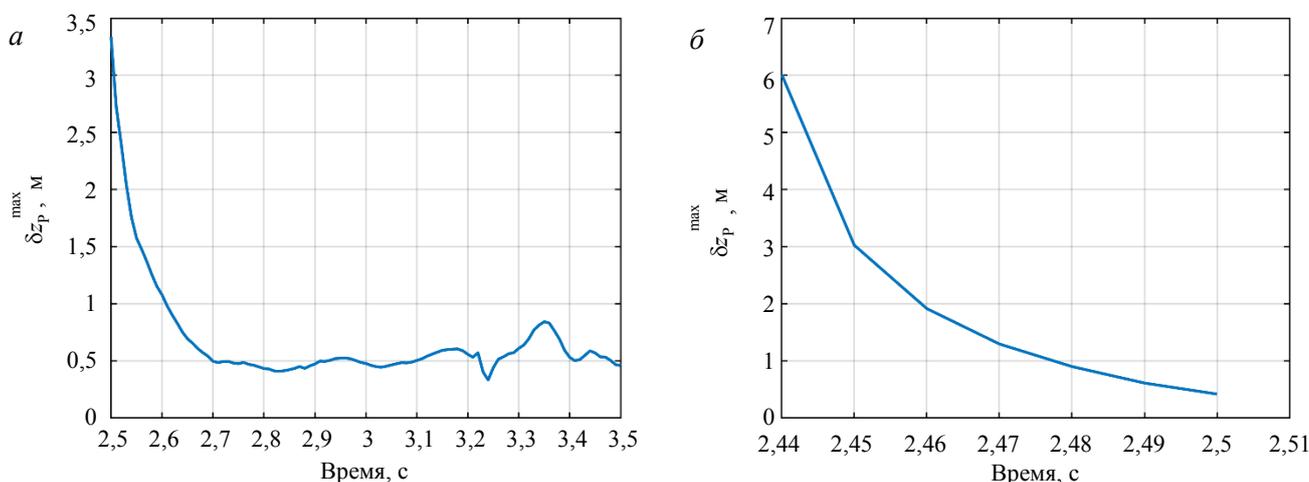


Рис. 7. Размер области управляемости плазмы: а — разряд № 5121, минимальный размер области управляемости 33 см; б — разряд № 5126, минимальный размер области управляемости 41 см

Как видно из полученных графиков, катушка НФС обеспечивает область управляемости размером более 25 см, что достаточно для управления вертикальным положением плазмы и предотвращения VDE (Vertical Displacement Event). Считается, что для нормального функционирования токамака требуется размер области управляемости 10% от малого радиуса плазмы или больший, т.е. для КТМ необходим размер области управляемости 5 см и более [6]. Однако данная оценка получена только на основании максимального допустимого напряжения на катушке. Реальный источник питания имеет дополнительные ограничения, которые уменьшают реальную область управляемости плазмы.

ВЛИЯНИЕ ИСТОЧНИКОВ ПИТАНИЯ НА ОБЛАСТЬ УПРАВЛЯЕМОСТИ

В предыдущем разделе была получена оценка области управляемости в предположении об идеальном источнике питания, не имеющем никаких ограничений, кроме ограничения на максимальное напряжение $|U_{НФС}| < U_{max}$, и позволяющем мгновенно подавать необходимое напряжение на катушку НФС. В этом разделе оценка области управляемости дополняется моделированием парирования вертикального срыва плазмы с системой управления током в НФС и полной моделью источника питания.

Структурная схема синтезированной системы управления током в НФС показана на рис. 8. Катушка НФС имеет следующие параметры: сопротивление $R = 212$ мОм, индуктивность $L = 17$ мГн.



Рис. 8. Структурная схема цифровой системы управления током в НФС с инвертором напряжения в режиме ШИМ

Модель НФС задаётся следующим уравнением:

$$L \frac{d}{dt} I_{НФС}(t) + R I_{НФС}(t) = U_{НФС}(t),$$

где $I_{НФС}$ — ток в НФС; $U_{НФС}$ — напряжение на НФС.

Дискретная передаточная функция НФС имеет вид

$$P_{НФС}(z) = \frac{R^{-1}(1 - \exp(-T_s R/L))}{z - \exp(-T_s R/L)},$$

$$I_{НФС}(z) = P_{НФС}(z) U_{НФС}(z),$$

где z — переменная Z-преобразования; T_s — шаг дискретизации.

В токамаке КТМ в качестве источника питания НФС используется инвертор напряжения в режиме ШИМ со следующими параметрами:

- три уровня напряжения: $[-1, 0, 1]$ кВ;
- мощность 2 МВт, соответствующая максимальному току ± 2 кА;
- частота ШИМ 1 кГц.

Инвертор напряжения состоит из H-моста (рис. 9) с собственным источником питания и ШИМ-контроллера, рассчитывающего импульсы на открытие транзисторов в H-мосте [13].

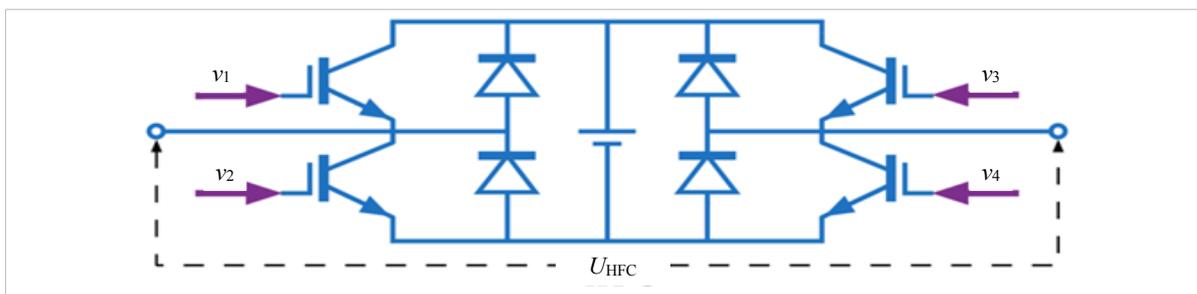


Рис. 9. Принципиальная схема H-моста

Система управления содержит дискретный ПИ-регулятор с дискретной передаточной функцией

$$C_{\text{HFC}}(z) = K_p + K_i \frac{zT_s}{z-1};$$

$$u_{\text{PWM}}(z) = C_{\text{HFC}}(z)e_{\text{HFC}}(z),$$

где e_{HFC} — ошибка по току в НФС; u_{PWM} — сигнал управления. Для синтеза регулятора использовался метод [14], в котором параметры регулятора находятся посредством решения оптимизационной задачи, в которой максимизируется качество управления при заданных ограничениях на H_∞ -норму передаточных функций замкнутой системы. В результате получены параметры регулятора $K_p = 0,004$ В/А, $K_i = 0,15$ В/(А·с), шаг дискретизации системы управления током в НФС составляет $T_s = 1$ мс. Система управления обеспечивает максимально возможное быстродействие по току в НФС с учётом ограничений источника питания с максимальной скоростью нарастания тока в НФС, составляющей $U_{\text{max}}/L = 58,8$ кА/с. Предотвращение насыщения сигнала u_{PWM} на выходе регулятора обеспечивается подходом Anti-Windup, в котором при синтезе регулятора ограничивается усиление замкнутой системы по сигналу управления, при работе регулятора суммирование сигнала ошибки в интеграторе прекращается, когда сигнал на выходе регулятора выходит за пределы установленного диапазона, а выход и вход интегратора имеют одинаковый знак.

Моделирование парирования вертикальных срывов плазмы для оценки области управляемости осуществлялось следующим образом. В начальный момент времени модель выводится из состояния равновесия посредством подачи на НФС напряжения 1 В и вертикальное смещение плазмы δz_p начинает экспоненциально расти вследствие неустойчивости плазмы по вертикали. Когда вертикальное смещение плазмы достигает значения ΔZ , срабатывает триггер, включающий подачу на катушку НФС максимального допустимого напряжения с целью вернуть плазму в начальное положение $\delta z_p = 0$. В случае, если катушке НФС удаётся сместить плазму обратно в начальное положение, плазма является управляемой и значение ΔZ меньше размера области управляемости δz_p^{max} , а если не удаётся, то $\Delta Z > \delta z_p^{\text{max}}$.

Моделирование проводилось для разрядов № 5121 и 5126 с использованием рассчитанных моделей плазмы вида (1) с наименьшими для данных разрядов размерами области управляемости, т.е. 33 см для разряда № 5121 и 41 см для разряда № 5126. На рис. 11 показаны результаты моделирования парирования вертикальных срывов с идеальным источником питания, позволяющим подавать на НФС напряжение $U_{\text{max}} = 1$ кВ, максимально допустимый ток в НФС при этом не ограничен. Как видно на рис. 10, по-

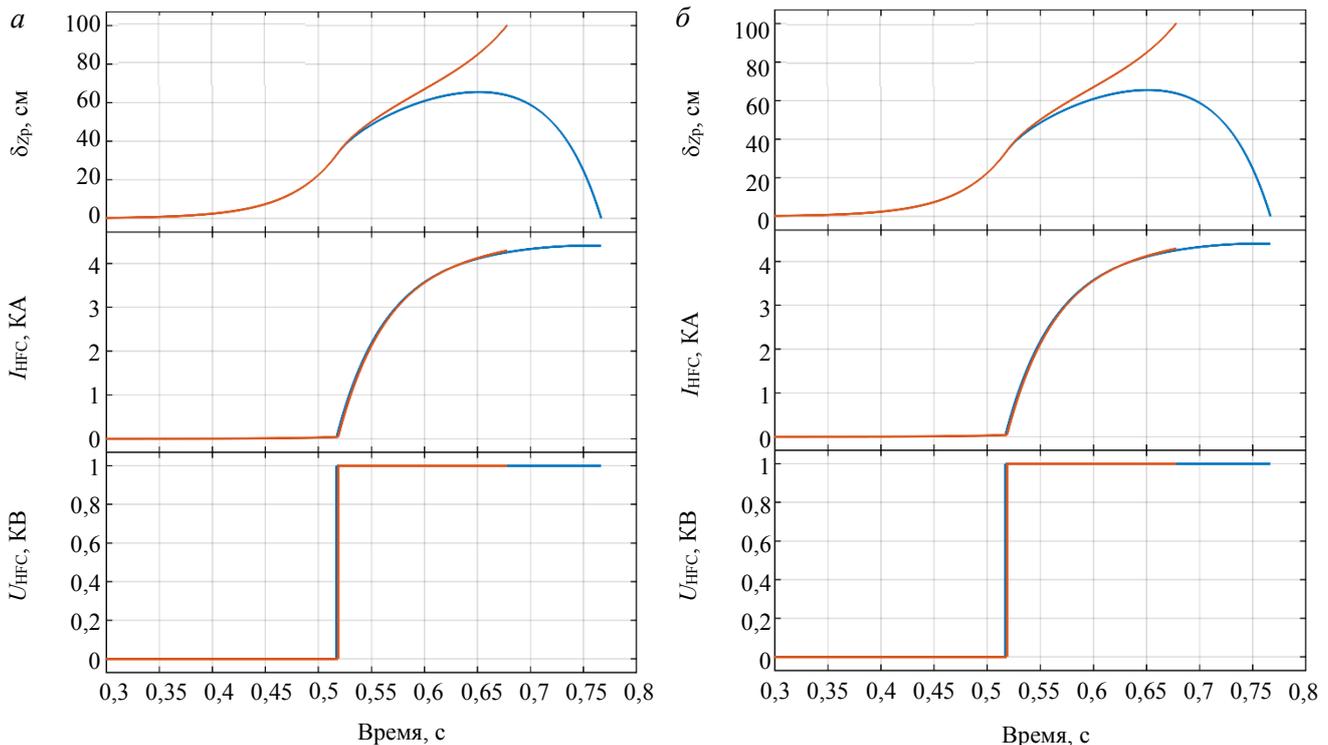


Рис. 10. Результаты моделирования парирования вертикальных срывов плазмы с идеальным источником питания: а — разряд № 5121 (— $\Delta Z = 33$ см, — $\Delta Z = 34$ см); б — разряд № 5126 (— $\Delta Z = 41$ см, — $\Delta Z = 42$ см)

лученные при моделировании оценки размера области управляемости совпадают с аналитическими оценками, полученными по формуле (2).

При моделировании с инвертором напряжение подаваемое на катушку HFC напряжение определяется системой управления током в HFC (см. рис. 8), устанавливающей в катушке максимально возможный для рассматриваемого источника питания ток $I_{HFC\ ref} = 2$ кА. Система управления током в HFC обеспечивает достижение максимального тока в HFC за минимально возможное время со скоростью 58,8 кА/с. Результаты работы системы управления током в HFC показаны на рис. 11. Видно, что по мере приближения тока к максимальному значению система управления током в HFC вынуждена сбрасывать напряжение на HFC, чтобы не допустить превышения установленной мощности источника питания, что приводит к уменьшению размера области управляемости по сравнению с оценкой (2).

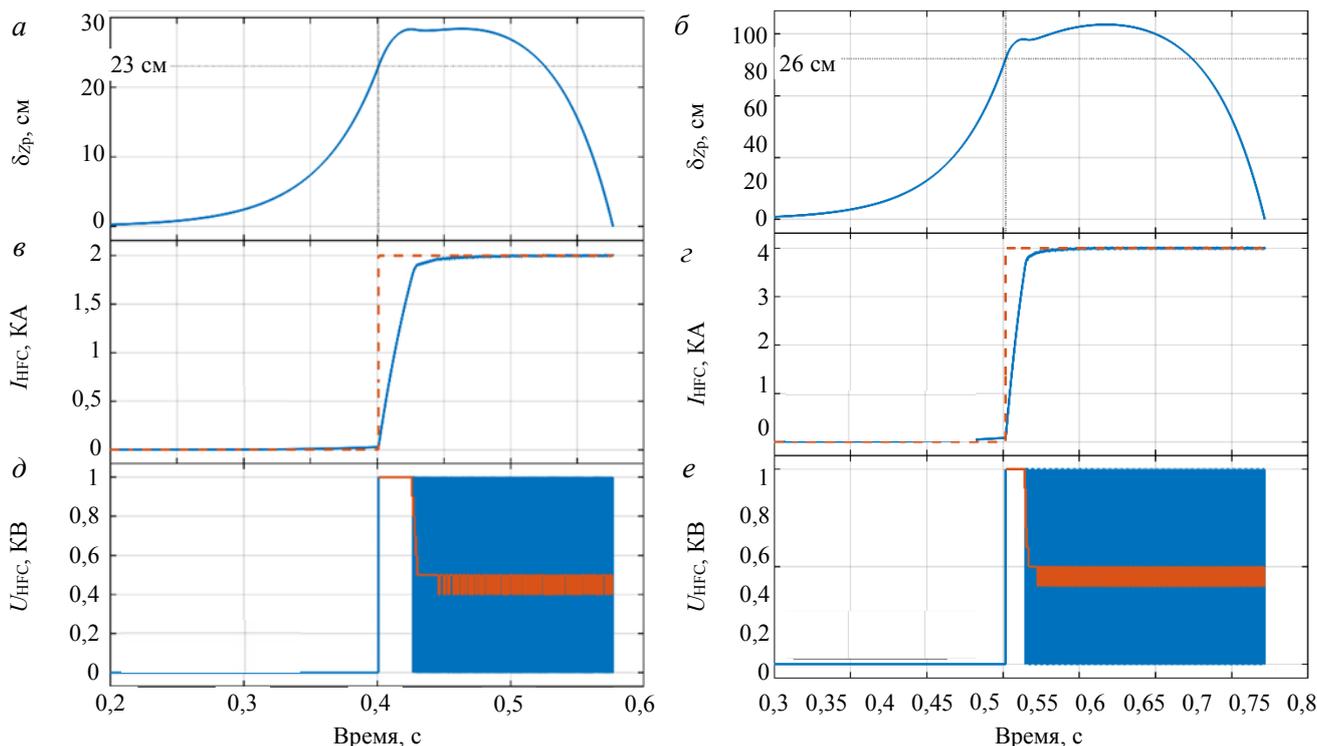


Рис. 11. Результаты моделирования системы управления током в HFC: $\Delta Z = 23$ см, разряд № 5121 (а, в, д); $\Delta Z = 26$ см, разряд № 5126 (б, з, е); — I_{HFC} , - - - $I_{HFC}(в, з)$, — U_{HFC} , — — — $\langle U_{HFC} \rangle$ (д, е); $\langle U_{HFC} \rangle$ — среднее за период ШИМ напряжение на HFC

На рис. 12 показаны результаты моделирования парирования вертикальных срывов плазмы с инвертором напряжения. Видно, что для модели разряда № 5121 (см. рис. 12, а) при $\Delta Z = 24$ см система управления уже не может стабилизировать вертикальное положение плазмы и реальная область управ-

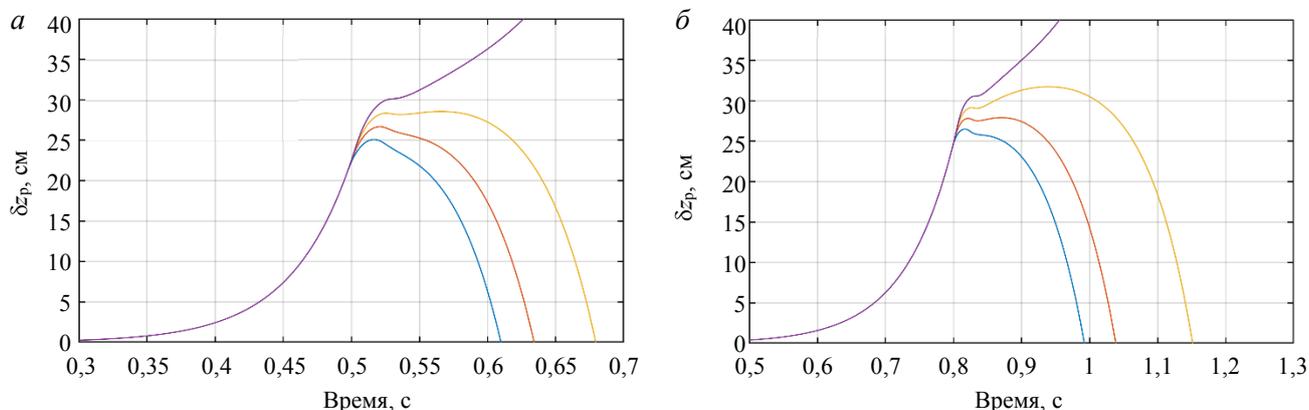


Рис. 12. Результаты моделирования парирования вертикальных срывов для различных ΔZ : разряд № 5121, размер области управляемости 23 см: — $\Delta Z = 21$ см, — $\Delta Z = 22$ см, — $\Delta Z = 23$ см, — $\Delta Z = 24$ см, (а); разряд № 5126, размер области управляемости 26 см: — $\Delta Z = 24$ см, — $\Delta Z = 25$ см, — $\Delta Z = 26$ см, — $\Delta Z = 27$ см (б)

ляемости вертикальным положением плазмы составляет $\delta z_p^{\max} = 23$ см, что значительно меньше аналитической оценки. Для модели разряда № 5126 полученная область управляемости составляет $\delta z_p^{\max} = 26$ см (рис. 12, б). Сравнение размеров области управляемости при идеальном и реальном источнике питания приведено в таблице.

Размеры области управляемости, полученные при моделировании

Номер разряда	Временная точка разряда с наименьшим δz_p^{\max} , с	Величина δz_p^{\max} с идеальным источником питания, см	Величина δz_p^{\max} с реальным источником питания, см
5121	3,24	33	23
5126	2,5	41	26

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В данном исследовании была проведена оценка области управляемости вертикальным положением плазмы на токамаке КТМ. Рассчитанная нижняя оценка области управляемости в течение разряда составляет 23 см, что достаточно велико для токамака с малым радиусом плазмы 45 см. На практике плазму КТМ необходимо удерживать в ограниченной стенками токамака области размером 5—10 см. Область управляемости в несколько раз превышает область реального движения плазмы в вертикальном направлении, что является желательным и свидетельствует, что управление вертикальным положением плазмы осуществимо с меньшими затратами мощности и меньшими временами переходных процессов. Исходя из полученных результатов, можно заключить, что полоидальная система токамака КТМ позволяет обеспечить эффективное управление вертикальным положением плазмы с вытянутостью 1,6 и менее с использованием катушки НФС, запитанной от трёхуровневого инвертора напряжения с частотой ШИМ 1 кГц мощностью 2 МВт. Дальнейшая работа будет посвящена разработке системы управления вертикальным положением плазмы в токамаке КТМ.

Результаты исследования также показывают необходимость учитывать все ограничения источников питания при расчёте области управляемости, поскольку для токамака КТМ оценка области управляемости вертикального положения плазмы с реальным источником питания меньше оценки с идеальным источником питания примерно в 1,5 раза.

Описанный в данной работе метод не специфичен для токамака КТМ и может использоваться для оценки области управляемости на других токамаках.

Работа выполнена при финансовой поддержке проекта РНФ (№ 21-79-20180), а также научно-технической программы ИРН № BR23891779 «Научно-техническое обеспечение экспериментальных исследований на казахстанском материаловедческом токамаке КТМ» программно-целевого финансирования Министерства энергетики Республики Казахстан.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Wesson J. Tokamaks. 3rd ed. — Oxford; Clarendon Press: 2004.
2. Митришкин Ю.В., Карцев Н.М., Кузнецов Е.А., Коростелев А.Я. Методы и системы магнитного управления плазмой в токамаках. — М.: КРАСАНД, 2020. 528 с. (цв. вкл.).
3. Ariola M., Pironti A. Magnetic Control of Tokamak Plasmas. — Springer International Publishing, 2016; doi: 10.1007/978-3-319-29890-0.
4. Skogestad S., Postlethwaite I. Multivariable Feedback Control (2nd ed.). — Chichester: John Wiley & Sons Ltd, 2005.
5. Митришкин Ю.В., Коренев П.С., Коньков А.Е., Карцев Н.М. Подавление смещений плазмы по вертикали системой управления устойчивым вертикальным положением плазмы в D-образном токамаке. — Автоматика и телемеханика, 2022, № 4, с. 100—124; doi: 10.31857/S0005231022040067.
6. Humphreys D.A., Casper T.A., Eidietis N., Ferrara M., Gates D.A., Hutchinson I.H., Jackson G.L., Kolemen E., Leuer J.A., Lister J., LoDestro L.L., Meyer W.H., Pearlstein L.D., Portone A., Sartori F., Walker M.L., Welande A.S., Wolfe S.M. Experimental vertical stability studies for ITER performance and design. — Nuclear Fusion, 2009, vol. 49, p. 115003; doi: 0.1088/0029-5515/49/11/115003.
7. Митришкин Ю.В., Карцев Н.М., Коньков А.Е. Управление плазмой в токамаках. Ч. 3.2. — Проблемы управления, 2019, № 4, с. 1526; doi: 10.25728/ru.2019.4.2.
8. Mitrishkin Y., Korenev P., Konkov A., Kartsev N., Smirnov I. New horizontal and vertical field coils with optimised location for robust decentralized plasma position control in the IGNITOR tokamak. — Fusion Eng. and Des., 2022, vol. 174, p. 112993; doi: 10.1016/j.fusengdes.2021.112993.

9. Зарва Д.Б., Дериглазов А.А., Батырбеков Э.Г., Тажигаева И.Л., Павлов В.М., Ли А.М., Мезенцев А.А., Меркулов С.В., Голобоков Ю.Н. Электротехнический комплекс системы импульсного электропитания токамака КТМ. — ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез, 2018, т. 41, вып. 2, с. 59—70.
10. Корнев П.С., Коньков А.Е., Митришкин Ю.В., Балаченков И.М., Киселев Е.О., Минаев В.Б., Сахаров Н.В., Петров Ю.В. Усовершенствованный алгоритм FCDI для восстановления равновесия плазмы в токамаке. — Письма в ЖТФ, 2023, т. 49, вып. 7, с. 36—39; doi: 10.21883/pjtf.2023.07.54920.19468.
11. Mitrishkin Y.V., Kartsev N.M., Prokhorov A.A., Pavlova E.A., Korenev P.S., Konkov A.E., Kruzikov V.I., Ivanova S.L. Tokamak plasma models development for plasma magnetic control systems design by first principle equations and identification approach. — In: Proc. 14th International Symposium «Intelligent Systems», INTELS'20. Moscow, Russia, 14—16 December 2020. Procedia Computer Science, Elsevier BV (Netherlands), 2021, vol. 186, p. 466—474.
12. Mitrishkin Y.V., Kruzikov V.I., Korenev P.S. Methodology of Plasma Shape Reachability Area Estimation in D-Shaped Tokamak. — Mathematics, 2022, vol. 10, № 23, p. 4605; doi: 10.3390/math10234605.
13. Konkov A.E., Mitrishkin Y.V. Comparison Study of Power Supplies in Real-Time Robust Control Systems of Vertical Plasma Position in Tokamak. — IFAC-PapersOnLine, 2022, vol. 9, № 55, p. 327—332.
14. Konkov A.E., Mitrishkin Y.V. Synthesis Methodology for Discrete MIMO PID Controller with Loop Shaping on LTV Plant Model via Iterated LMI Restrictions. — Mathematics, 2024, vol. 6, № 12, p. 810; doi:10.3390/math12060810.



<p>Павел Сергеевич Корнев, н.с.; Институт про-Коньков, н.с.; Институт проблем управления им. Чекибаев, начальник Котов, начальник групп заместитель главного управления им. проблем управления им. отдела, лауреат Госу-пы; филиал Института инженера, к. техн. н., В.А. Трапезникова РАН, В.А. Трапезникова РАН, дарственной премии РК; атомной энергии НЯЦ лауреат Государствен-117997 Москва, ул. 117997 Москва, ул. филиал Института атом-РК, 180010, область ной премии РК, отлич-Профсоюзная 65, Россия</p> <p>pkorenev@ipu.ru</p>	<p>Евгеньевич Бауржан Жамбулович Сергей Владимирович Денис Борисович Зарва, н.с.; Институт про-Коньков, н.с.; Институт Чекибаев, начальник Котов, начальник групп заместитель главного управления им. проблем управления им. отдела, лауреат Госу-пы; филиал Института инженера, к. техн. н., В.А. Трапезникова РАН, В.А. Трапезникова РАН, дарственной премии РК; атомной энергии НЯЦ лауреат Государствен-117997 Москва, ул. 117997 Москва, ул. филиал Института атом-РК, 180010, область ной премии РК, отлич-Профсоюзная 65, Россия</p> <p>konkov@physics.msu.ru</p>	<p>Жамбулович Сергей Владимирович Денис Борисович Зарва, н.с.; Институт про-Коньков, н.с.; Институт Чекибаев, начальник Котов, начальник групп заместитель главного управления им. проблем управления им. отдела, лауреат Госу-пы; филиал Института инженера, к. техн. н., В.А. Трапезникова РАН, В.А. Трапезникова РАН, дарственной премии РК; атомной энергии НЯЦ лауреат Государствен-117997 Москва, ул. 117997 Москва, ул. филиал Института атом-РК, 180010, область ной премии РК, отлич-Профсоюзная 65, Россия</p> <p>180010, область Абай, Бейбіт Атом 10, Респуб-РК, заслуженный работ-г. Курчатов, ул. Бейбіт Атом 10, Республика котov@nnc.kz Атом 10, Республика Казахстан Chektybaev@nnc.kz</p>	<p>Владимирович Денис Борисович Зарва, н.с.; Институт про-Коньков, н.с.; Институт Чекибаев, начальник Котов, начальник групп заместитель главного управления им. проблем управления им. отдела, лауреат Госу-пы; филиал Института инженера, к. техн. н., В.А. Трапезникова РАН, В.А. Трапезникова РАН, дарственной премии РК; атомной энергии НЯЦ лауреат Государствен-117997 Москва, ул. 117997 Москва, ул. филиал Института атом-РК, 180010, область ной премии РК, отлич-Профсоюзная 65, Россия</p> <p>РК, заслуженный работ-ник атомной отрасли РК (III ст.); 180010, область Абай, г. Курчатов, ул. Бейбіт атом, 2Б, Респуб-лика Казахстан zarva@nnc.kz</p>
--	--	---	--

Статья поступила в редакцию 15 мая 2024 г.

После доработки 1 июля 2024 г.

Принята к публикации 5 июля 2024 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Термоядерный синтез, 2024, т. 47, вып. 3, с. 49—59.