

## ТОКАМАК ДЛЯ РЕШЕНИЯ ЗАДАЧ В ОБЛАСТИ МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЯ



*Тажибаяева Ирина Лашкаровна<sup>1</sup>*

*Азизов Э.А.<sup>2</sup>*

<sup>1</sup>Институт Атомной энергии Национального Ядерного Центра, Казахстан

<sup>2</sup>ТРИНИТИ, Россия

*tazhibayeva@ntsc.kz*

В качестве источника энергии с неограниченным топливным ресурсом планируется использовать управляемый термоядерный синтез, проблемы которого решают многие лаборатории мира, включая лаборатории Казахстана. Создание ИТЭР станет первым большим шагом на пути практического использования энергии управляемого термоядерного синтеза. Следующий шаг, разработка и создание демонстрационного реактора ДЕМО потребует проведения большого объема исследований и испытаний как на реакторе ИТЭР, так и на действующих и строящихся установках и стендах.

Участие Казахстана в проекте ИТЭР опирается на огромный опыт работ по программе управляемого термоядерного синтеза в области материаловедческих исследований и испытаний, а также физики плазмы, в изготовлении сверхпроводников для электромагнитных систем установок, материалов защиты первой стенки реактора (бериллия) и др.

Сооружение токамака КТМ в Республике Казахстан является неотъемлемой частью обширного международного сотрудничества по созданию научно-технических основ термоядерной энергетики.

В настоящее время в мире проводятся физические и технологические исследования на классических токамаках с аспектным отношением  $A = 2.5-4$  с вытянутым сечением плазмы и диверторной конфигурацией, таких, как JET, ASDEX-U (Европа), JT-60 (Япония), DIII-D (США) и на сферических токамаках ( $A=1,3-1,7$ ), NSTX (США), Глобус-М (Россия), MAST (Великобритания).

В России в Институте ядерного синтеза РНЦ "Курчатовский институт" проводятся исследования на токамаке Т-10 и планируется создание токамака Т-15М с диверторной конфигурацией для поддержки программы ИТЭР в части исследования процессов управления формой, равновесием и устойчивостью плазмы с термоядерными параметрами. На всех перечисленных установках, включая токамак Т-11 в ТРИНИТИ, проводятся, в основном, исследования по физике плазмы.

В токамаке JET (Европейский союз) предусмотрен диверторный объем, который позволяет проводить испытания макетов диверторных устройств как открытого, так и закрытого типа. Максимальные потоковые нагрузки на приемные диверторные пластины могут составлять  $\approx 7$  МВт/м<sup>2</sup>. Программа исследований на JET, кроме физических исследований, включает изучение поведения различных материалов защиты первой стенки, приемных пластин и схем дивертора. Но в силу огромных масштабов установки и большого срока подготовки экспериментальных кампаний, объем этих исследований оказался недостаточен для создания необходимой базы данных по свойствам кандидатных материалов для защиты первой стенки и для создания эффективного дивертора.

Основная программа токамака ASDEX-U (ФРГ) состоит в подробных исследованиях процессов стационарного удержания плазмы с термоядерными параметрами, а также различных типов диверторов с высокопроизводительной откачкой. Нагрузка на первую стенку в токамаке ASDEX-U составляет  $0,2 \text{ МВт/м}^2$ , на диверторные пластины  $4 \text{ МВт/м}^2$ .

В Японии исследования проводятся на токамаке JT-60U по масштабу следующем после токамака JET. Токамак JT-60U по сравнению с JET имеет меньшие возможности испытаний материалов и видов диверторных устройств, так как диверторный объем в установке ограничен. Поэтому и программа исследования материалов защиты первой стенки и приемных пластин дивертора заметно сужена. Достигнутые в настоящее время предельные характеристики нагрузок на первую стенку составляют  $0,25 \text{ МВт/м}^2$ , а на диверторные пластины  $6,5 \text{ МВт/м}^2$ .

Широкая программа исследований поведения различных материалов первой стенки и дивертора проводится на токамаке DIII-D (США), в т.ч. изучение процессов распыления материалов первой стенки и дивертора, влияния на эти процессы покрытий различного типа; способов снижения нагрузок на диверторные пластины путем переизлучения энергии диверторного слоя при инжекции сильноизлучающих газов, исследование влияния мощной откачки в области дивертора на процессы в диверторном объеме и в объеме камеры и др. Максимальная нагрузка на первую стенку составляет  $0,4 \text{ МВт/м}^2$ , а на диверторные пластины  $7 \text{ МВт/м}^2$ .

Основной целью исследований на токамаках NSTX(США) и Глобус-М (Россия) является изучение предельных параметров и особенностей удержания горячей плазмы в вытянутой тороидальной конфигурации с малым аспектным отношением.

Токамак КТМ (рис.1) отличается четко сформулированным кругом материаловедческих задач – комплексные исследования и испытания материалов защиты первой стенки, приемных пластин дивертора, диафрагм, лимитера и других внутрикамерных элементов в широком диапазоне интенсивности и интеграла (флюенса) тепловых и плазменных потоков, а также изучение свойств композиционных материалов.

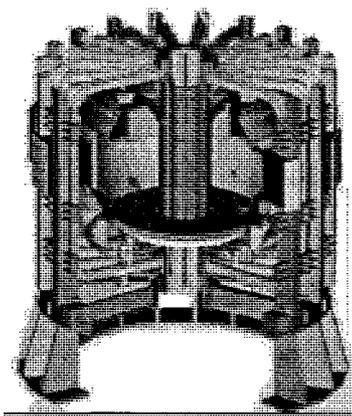


Рис. 1.  
Общий вид токамака КТМ

Величины тепловых нагрузок на первую стенку, диверторные пластины и потоков энергии в диверторную область находятся на уровне или выше уровня нагрузок, реализуемых на всех действующих токамаках, и соответствуют нагрузкам токамака ИТЭР. В токамаке КТМ будут возможны также испытания материалов и узлов при тепловых нагрузках, соответствующих не только реактору ИТЭР, но и будущим термоядерным установкам и реакторам.

В качестве базовых на начальном этапе были выбраны следующие параметры токамака КТМ:

– большой радиус плазмы $R$ , м	0.90
– малый радиус плазмы $a$ , м	0.45
– аспектное отношение $A$	2
– вытянутость сечения плазмы $k_{95}$	1.7
– тороидальное магнитное поле на оси $B_{t0}$ , Тл	1
– ток плазмы $I_p$ , МА	0.75
– длительность плато тока $\Delta t_{пл}$ , с	до 5с
– мощность дополнительного нагрева $P_{aux}$ , МВт	5-7
– тепловая нагрузка на пластины дивертора, МВт/м <sup>2</sup>	2-20

Программа научно-исследовательских работ будет включать в себя решение следующих задач:

- изучение влияния материала защиты первой стенки на  $Z_{эфф}$ ;
- исследование поведения кандидатных материалов приемных пластин и других элементов диверторных устройств;
- изучение процессов распыления, эрозии, дугообразования и др. на приемных диверторных пластинах;
- исследование методов снижения локальных тепловых нагрузок на приемные пластины (например, путем быстрого изменения положения X-точки в горизонтальном и вертикальном направлениях);
- изучение возможности снижения тепловых нагрузок на дивертор возбуждением излучательной (RI-моды) при инжекции тяжелых инертных газов в приграничную плазму (SOL);
- исследование возможности снижения потоков в диверторную область посредством изменения треугольности плазменного шнура;
- исследование поведения различных материалов защиты первой стенки (рециклинг, распыляемость, эрозия, термостойкость в нормальных режимах и при срывах тока);
- исследование процессов формирования и устойчивости различных конфигураций плазмы (вытянутость, треугольность), а также процессов и параметров плазмы в пристеночной и диверторной зонах;
- испытания защитных экранов антенн ВЧ-нагрева;
- исследование диафрагм (лимитеров) различного типа в т.ч. капиллярно-пористых литиевых диафрагм и их влияние на параметры плазменного шнура;
- исследование капиллярно-пористых Li-структур и других вариантов жидкометаллических устройств в качестве диверторных приемников энергии;
- исследование процессов формирования активного диверторного слоя (ASOL) и его влияния на параметры и процессы удержания плазменного шнура.

Ввод токамака КТМ в строй действующих установок задолго до создания и начала полномасштабных экспериментальных исследований на ИТЭР позволит расширить международное сотрудничество в области термоядерного материаловедения, в том числе, по созданию новых материалов, по поиску адекватных технологических и конструкторских решений.

Вместе с этим, токамак КТМ будет единственной в мире установкой мегаамперного диапазона с вытянутым сечением плазмы и аспектным отношением  $A=2$ , результаты экспериментов на которой позволят создать базу данных по физике процессов нагрева и удержания плазмы в пограничной области между сферическими и классическими токамаками. Что касается перспектив создания реактора на базе сферического токамака, то при подтверждении достаточно хорошего удержания плазмы на КТМ (фактор улучшения  $H=3\div 4$  по сравнению с  $\tau_{ИТЭР89}$ ), конфигурации с  $A=2$  представляются наиболее перспективной

с технической точки зрения для создания будущего энергетического термоядерного реактора с теплыми электромагнитными обмотками. Возможно также, создание компактного объемного источника нейтронов для переработки отработанного ядерного топлива. Таким образом, создание КТМ и проведение на нем комплексных материаловедческих и плазмозфизических исследований послужит значительным вкладом в развитие термоядерной энергетики – энергетики 21 века.