

В. А. ПАРАФОНОВА

Термоядерная энергетика, по мнению специалистов, поможет кардинально решить проблему нехватки энергоресурсов, потребление которых год от года возрастает. В основе термоядерного синтеза, способного лишить человечество энергетического голода, слияние ядер изотопов водорода – дейтерия и трития с выделением колоссальной энергии и при этом без образования долгоживущих радиоактивных осколков деления, характерных для ядерной энергетике. Тем он и привлекателен. Однако беспрецедентные по своим масштабам и достижениям перспективы, обещанные управляемым термоядерным синтезом (УТС), вот уже шесть десятков лет упираются в технические трудности решения столь непростой физической задачи, которая аналогов в истории цивилизации не имеет.

Термояд – это сложно. Начавшись сверхсекретными разработками «особой важности» практически одновременно с первыми взрывами вначале американского термоядерного устройства (размером с трехэтажный дом), а затем первой в мире советской водородной бомбы, когда казалось, что еще чуть-чуть, год, другой, третий и все решится... Проблема, однако, осталась. И сейчас управлять стационарным термоядерным процессом, извлекая нужную энергию в «спокойных» условиях без взрывов ядерных бомб пока не удалось. Пока. По крайней мере, в этом уверены ученые. Несколько лет назад нобелевский лауреат по физике 2003 г. академик В. Л. Гинзбург в интервью так и сказал: «Это страшно дорогое и сложное дело. Но я уверен, тем не менее, что сделать такую установку можно. Это не тайна природы...».

Энергетика ударных электромагнитных агрегатов

Главная задача направления УТС – создание специальных «ловушек» для плазмы. Как известно, при высокой температуре любое вещество превращается в плазму, так называемое четвертое состояние вещества. По сути, плазма – это газ из заряженных частиц, электрически нейтральная смесь электронов и ионов. Решение проблемы УТС – центральная задача физики плазмы. Весь вопрос в том, как удерживать вещество при столь высокой температуре в сотни миллионов градусов, предотвратив

контакт плазменного потока со стенками реакторной камеры? Наиболее перспективной считается магнитная «ловушка», названная токамак, в которой используются поля различной конфигурации, создаваемые сверхпроводящими электромагнитами. На основе этого устройства в перспективе предполагается строительство промышленных термоядерных энергостанций. В последние десятилетия ученые разработали и применили множество конструкций и всевозможных схем функционирования токамаков ради достижения цели.

Развивающие это направление страны – Россия, Индия, Китай, Южная Корея, Казахстан, США, Япония и Евросоюз – в конце 1990-х гг. объединили свои усилия в создании международного термоядерного экспериментального реактора ITER – International Thermonuclear Experimental Reactor, возводимого во французском городе Кадараше. Сегодня это один из самых крупных международных научных проектов. Кстати, перевод слова «*iter*» с латыни означает «*путь*», главное здесь, чтобы им стал «*iter salutis*» – «путь к спасению». Установка ИТЭР, стоимость которой примерно десять миллиардов долларов, представляет «свой интерес для физики», как реальный прообраз термоядерного реактора будущего. Изначально его цель – техническая демонстрация УТС. Перед ним не ставится задача непрерывной длительной работы. Этот реактор по первоначальному проекту должен был продемонстрировать зажигание и стационарное поддержание управляемой термоядерной реакции, а также работу систем и компонентов в едином комплексе, то есть подтвердить, что ученые находятся на верном пути. В результате удешевления, нынешний вариант, это, по сути, усилитель энергии. Так говорят специалисты.

На нем также планируются испытания основных узлов и систем для термоядерных реакторов следующего поколения, например, демонстрационного термоядерного реактора ДЕМО (DEMOstration Power Plant), параметры которого близки к ИТЭРу. Он предназначен для дальнейших исследований условий зажигания и поддержания термоядерной реакции. Это еще не электростанция, но в отличие от предполагаемой схемы работы ИТЭРа короткими импульсами длительностью ~1000 с, демонстрационный

реактор будет работать в режиме непрерывного горения дейтерий-тритиевой (D+T)-смеси с технологическими перерывами не более 20 % полного времени рабочего цикла. Его планируют построить в Японии. Российские специалисты уже предложили эскизный проект для одной из его версий. Активно идут исследования в обоснование ДЕМО.

Ведущие отечественные научные центры, участвующие в создании Международного экспериментального термоядерного реактора, занимаются работами, закладывающими будущие успехи в энергетике, основанной на реакциях синтеза легких элементов (дейтерия и трития). Госкорпорация «Росатом» – единственный в стране заказчик и координатор проектов по этому направлению – уже подписала 17 соглашений о поставке 25 устройств и компонентов для ИТЭРа. Входящий в ее структуру Государственный научный центр РФ Троицкий институт инновационных и термоядерных исследований (ГНИЦ РФ ТРИНИТИ) – координатор технологической платформы «Управляемый термоядерный синтез» и один из разработчиков диагностического оборудования, а также части важнейшего устройства реактора – дивертора, служащего для приема потоков частиц и излучений с периферии плазменного шнура.



Индуктивный накопитель с энергией 1 ГДж

Актуальность и новизна проводимых в институте термоядерных исследований обеспечена его стендовой базой, обладающей уникальными испытательными, экспериментальными и, главное, энергетическими возможностями. Она включает одну из крупнейших в Евразии установок «Ангара-5-1» (руководитель работ – канд. техн. наук Евгений Валентинович Грабовский, см. «Атом» № 65) для решения научных и прикладных задач по программам использования техники генерации импульсов сверхвысоких электрических мощностей и энергокомплекс с установками Т-11М и ТСП (токамак с сильным полем), где изучают физические процессы в обоснование термоядерного реактора. Такая структура позволяет оперативно комбинировать источники энергопитания в широком диапазоне напряжений и токов и обеспечивать функционирование всех электрофизических установок института.

Сегодня на базе ТСП специалисты создают мощный сильноточный стенд по испытанию коммутирующей аппаратуры для ИТЭРа. Его основу составляет ударный агрегат ТКД-200-215 – один из четырех генераторов кратковременного (1–5 с) действия, работающих в интересах термоядерной энергетики. Энергокомплекс ТСП также может стать базой крупных национальных и международных проектов, например, российско-итальянского исследовательского термоядерного реак-



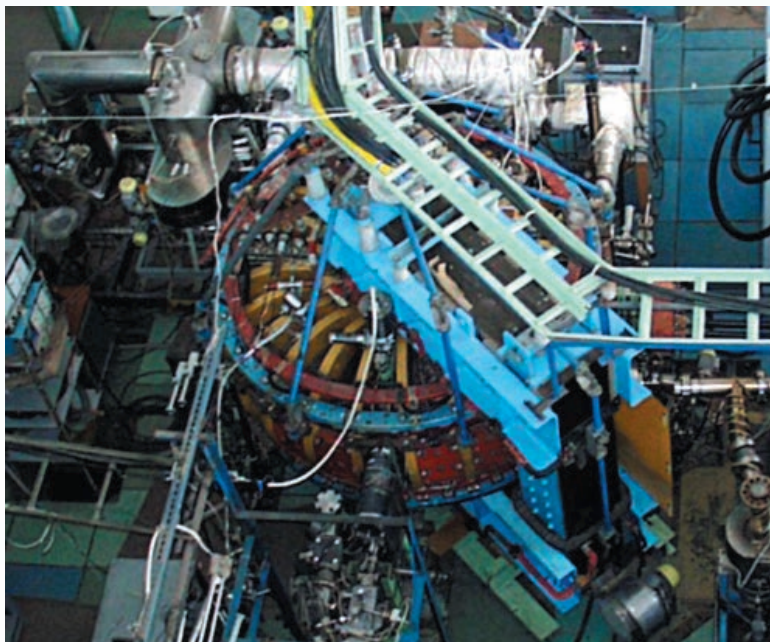
Энергетический комплекс ударных генераторов и индуктивных накопителей большой мощности для энергопитания термоядерной установки

тора с магнитным удержанием плазмы «Игнитор», тороидальной установки с тета-пинчем (тэта-пинч-эффект – явление сжатия плазмы под действием внешнего нарастающего поля), в основе которой лежит использование линейных импульсных разрядов большой мощности и малой длительности, сверхмощного твердотельного лазера на неодимовом стекле, электромагнитного разгонного космического комплекса и других.

«Грязь», «срывы» и «первая» стенка

Для протекания энергетически выгодной реакции синтеза необходимо нагреть плазму до термоядерных температур (~100 млн градусов) и удержать ее достаточно долго, чтобы выделившаяся энергия превзошла затраченную на нагрев и удержание. Однако это не единственная трудность программы УТС. Существующий способ удержания плазмы тороидальным соленоидом, создающим в токамаке мощное магнитное поле, ограничен временем. Плазма в такой системе существует пока лишь 30–300 с. Причем трудности связаны не только со стабилизацией в магнитном поле плазменного кольца (когда растет радиус его сечения, кольцо становится неустойчивым и теряет свою правильную форму), но еще и с тем, что периодичность работы токамака-реактора при переменных тепловых нагрузках резко сокращает срок службы его «первой» стенки, а значит, и самого промышленного агрегата.

Наиболее критичной специалисты считают проблему примесей. Не секрет, что выделяемые из материалов стенок разрядной камеры в плазму загрязнения способны не только уменьшить интенсивность протекания реакции, но и вовсе ее заглушить. К тому же образующиеся по ходу процесса нейтральные атомы и ионы разрушают «первую» стенку. Чтобы этого не происходило, ученые создают различные способы бесконтактного удержания плазменного шнура с одновременным его сжатием, несколько усложняя конструкцию токамаков. В первых его моделях плазму «отрывали» от стенок при помощи установленных в камере защитных устройств – лимитеров (или диафрагм), ограничивающих поперечный размер шнура. Сейчас контакт рабочей зоны со стенкой предотвращают при помощи, предложенного еще в 1950-е гг. американским



Термоядерная установка токамак Т-11М

ученым Лайманом Спитцером так называемого дивертора (отклонителя). Это специальное устройство выводит примеси «наружу» при помощи приемных (диверторных) пластин (аналог диафрагмы). Сегодня полоидальные (горизонтальные) магнитные отклонители функционируют на большинстве токамаков, включая ИТЭР.

Борьбу с примесями и так называемыми «большими импульсными срывами», когда происходит мгновенное (1–3 мс) соприкосновение плазменного потока с «первой» стенкой и выделение на внутренних элементах реактора опасной для больших систем энергии, специалисты ведут разными способами, в том числе подбором материалов и изучением их свойств. На Земле нет веществ, способных выдержать термоядерные температуры. В начале пути в отечественных токамаках защитное кольцо «первой» стенки представляло собой вольфрамовый «домик с крышей», следующее изготовили из углесталла (УСБ-15) – специального графитового материала с большим (до 15 %) содержанием бора. По сути, это было революционным решением, приведшим к получению «почти чистой плазмы». Поэтому с конца 1980-х гг. все внутренние поверхности термоядерных установок начали выкладывать графитовыми плитками, покрытыми боросодержащей пленкой. И, как говорят специалисты, с того момента в термоядерном мире «воцарилась графитовая эра».

Исключениями стали объединенный европейский токамак JET и американский TFTR. В пер-

вом графит частично заменен на бериллий, во втором в дополнение к нему введены крупинки лития (Li), снижающего поступление углерода. В 1997 г. на JET в течение нескольких секунд удалось получить достаточно мощное ядерное энерговыделение дейтерий-тритиевой (D+T)-реакции в 16 тыс. кВт.

Троицкая литевая программа

Из трех действующих сегодня отечественных токамаков значительный вклад в создание будущего стационарного термоядерного реактора внес Т-11М, уже 25 лет функционирующий в ГНЦ РФ ТРИНИТИ. На этой термоядерной установке проверяются новые методы организации плазменного шнура, испытываются новые конструкции приемников тепла, изучается динамика срыва разряда, исследуются материалы «первой» стенки реактора, разрабатываются и тестируются новые виды плазменных диагностик, в том числе активной спектроскопии и рефрактометрии по программе международного термоядерного реактора ИТЭР.

Широкое применение у нас и за рубежом нашли разработанные здесь защита вакуумной камеры установки боросодержащей алмазоподобной стенкой, методика измерений полных излучательных потерь плазмы с помощью полупроводниковых детекторов, уточненная модель развития большого срыва плазменного шнура на стенку реактора и поведение примесей в ходе этого процесса.

Однако самым значительным достижением за эти годы стала реализация так называемой литевой программы под руководством доктора физ.-мат. наук, профессора Сергея Васильевича Миронова. В конце 1990-х гг. на Т-11М впервые испытали предложенный нашими учеными вариант капиллярно-пористой структуры (КПС). Это было новое «слово» в защите «первой» стенки и дивертора термоядерных реакторов. Затем как средство снижения рециклинга (возвращения) водорода сотрудники института реализовали метод литиизации «первой» стенки, успешно применив его на отечественных (Т-11М, Т-10) и итальянском (FTU) токамаках, а также на многих зарубежных плазменных установках.

Способность жидкого лития к проникновению в поры и трещины, связанная с хорошей смачиваемостью и большим поверхностным натяжением, позволяет его капиллярным структурам удерживать достаточно высокое давление плазмы, что дает этому материалу, по сравнению с другими, множество потенциальных

преимуществ в качестве защитного покрытия. Правда, при этом его применение порождает некоторые технологические проблемы. Но их сегодня специалисты решают. Возможно, именно жидкий литий поможет значительно увеличить ресурс работы диверторных пластин будущего стационарного термоядерного реактора ДЕМО. Собственно, активные исследования по литевой программе и ведутся в его обоснование.

С 1998 г. троицкие физики совместно с московским ОАО «Красная звезда» (Госкорпорация «Росатом») – единственным в мире разработчиком и изготовителем космических ядерных энергетических установок – проводят на Т-11М испытания диафрагмы рельсового типа с литевым покрытием и исследование процессов взаимодействия этой поверхности с плазмой. В результате удалось создать в месте контакта «плазма – стенка» самовосстанавливающуюся жидкометаллическую поверхность, стабилизированную капиллярными структурами, – литевой эмиттер (лимитер) нового поколения в горизонтальном, вертикальном и продольном (вдоль магнитного поля) исполнении.

Чем грозит применение таких систем в токамаках? По воздействию на окружающую среду термоядерный реактор существенно безопаснее ядерных, используемых на АЭС. Однако авария на Чернобыльской атомной станции в 1986 г. заставила плазменное сообщество пересмотреть подходы к надежности своих установок. Несмотря на то, что проблемы могут возникнуть лишь после запуска реактора ИТЭР, специалисты уже сейчас пытаются минимизировать последствия возможных нештатных ситуаций на токамаках, например, подбором слабо активирующихся материалов, резко уменьшающих наведенную активность конструкций. Не только малейшие примеси резко ухудшают ситуацию, не безопасен и тороидальный соленоид реактора (создающий мощное магнитное поле), в котором заключено порядка 50 ГДж энергии, в тротиловом эквиваленте это равно примерно 10 тоннам. Неизбежен и выброс радиоактивных изотопов при возможном взрыве реактора. Они обязательно присутствуют при дейтерий-тритиевых реакциях, а также образуются в «первой» стенке, в «бланкете», в защитном слое соленоида под действием нейтронного излучения.

Особенно опасен тритий, используемый как топливо в термоядерном реакторе. Его в процессе работы может накопиться десятки килограммов, что весьма полезно с одной стороны, но с другой... Литий, оседающий на стенках разряд-

ной камеры, способен захватить значительное количество трития, что не выгодно экономически, а также опасно в случае аварии, следовательно необходимо управлять его уровнем. Это заставило ученых искать способ его эвакуации из токамака, не прерывающий рабочий цикл и не разрушающий вакуумных условий в камере.

Одним из возможных приемов очистки от лития (и соответственно трития) стал разработанный в Троицке метод его «вымораживания» тлеющим разрядом на гелии, водороде либо аргоне. Так как литий способен активно захватываться холодными поверхностями, то в вакуумную камеру, заполненную одним из выбранных газов, вводили мишень, охлаждаемую жидким азотом, и зажигали тлеющий разряд. Он и «собирал» литий, удалявшийся затем механическим способом.

В ходе испытаний на Т-11М ученые доказали: разработанная криогенная мишень позволяет «вымораживать» его на поверхности камеры без нарушения вакуума. Поэтому лимитер вертикального исполнения вполне может стать прототипом для экспериментальной отработки физического принципа транспортной системы лития для стационарного термоядерного реактора.

Плазменной «пушкой» по... материалам

Одно из проблемных мест термоядерных реакторов – переходные процессы, в первую очередь, краевые неустойчивости плазменного потока, так называемые ЭЛМ-события, и «вынос» плазменного шнура, когда за несколько миллисекунд на стенку камеры выделяется значительная часть ~1–2 ГДж запасенной энергии. Они создают охлаждающие плазму примеси и снижают прочность «первой» стенки, разрушая ее внутреннюю поверхность. Эрозия обращенных к плазме материалов – слабое место всех токамаков. Чтобы минимизировать последствия от взаимодействия плазмы с «первой» стенкой, нужны материалы, обладающие высокой эрозионной стойкостью.

Поскольку на уже существующих токамаках не достигаются нужные импульсные плазменно-тепловые нагрузки, ожидаемые в токамак-реакторе, то экспериментальное моделирование по изучению процессов в высокотемпературной плазме ведется на установках другого типа, например, на плазменных ускорителях. Плазменные ускорители (ПУ) – это генераторы плазменных сгустков, так называемые импульсные пушки, или потоков плазмы (стационарных либо квазистационарных) с достаточно большими

энергиями частиц: от десятков электрон-вольт до сотен килоэлектрон-вольт и выше. Как правило, это ускорители полностью ионизированной плазмы.

В ГНЦ РФ ТРИНИТИ для исследования материалов с высокой эрозионной стойкостью созданы уникальные импульсные (МК-200, 2МК-200, ПУМА) и квазистационарный (КСПУ) электродинамические ускорители с энергиями потоков генерируемой плазмы до 0,5–1,0 МДж.

На установке 2МК-200, состоящей из двух идентичных импульсных ускорителей плазмы, питаемых от малоиндуктивных конденсаторных батарей, изучаются проблемы, связанные с разработкой мощных импульсных ускорителей, динамикой высокоэнергетических плазменных потоков в магнитных полях различной конфигурации, инжекцией и удержанием высокотемпературной плазмы в открытых «ловушках». На ней также исследуется поведение материала «первой» стенки термоядерного реактора под действием плазменных потоков и изучается динамика неводородной плазмы.

В процессе проведенных на 2МК-200 экспериментов (под руководством канд. физ.-мат. наук Анатолия Михайловича Житлухина) на «выходе» ускорителя удалось получить потоки водородной и дейтериевой плазмы с полным энергосодержанием до 200 кДж и скоростью головной части потока около 500 км/с, осуществлены транспортировка и многократное сжатие плазменного потока в пространственно-нарастающем магнитном поле с эффективностью не менее 50 %. При встречном взаимодействии потоков плазмы в продольном магнитном поле получена плазма с температурой 1 кэВ, плотностью $2 \cdot 10^{16}$ см⁻³ и энергосодержанием до 50 кДж, которая является источником интенсивного нейтронного и рентгеновского излучений.

На коаксиальном сильноточном плазменном ускорителе с ионным токопереносом, отличающемся квазистационарным режимом работы – КСПУ-Т, создаются экспериментальные модели и имитации для изучения процессов формирования продуктов эрозии обращенных к плазме материалов и прогнозирования их свойств в условиях срывов и ЭЛМ-событий. Генерируемый ускорителем поток плазмы водорода мощностью порядка 100 МВт в течение 500 мкс позволяет к явлениям, изучаемым на установке МК-200, добавить работы, например, по ускорению микрочастиц для моделирования воздействия метеоритных дождей на космические аппараты, а также проанализировать возможность примене-

ния плазменных ускорителей в качестве космических двигателей.

Но главное, проводимые на КСПУ эксперименты позволяют проводить подбор соприкасающихся с плазмой материалов, которые смогут противостоять как стационарному, так и импульсному тепловым воздействиям. Это очень важные исследования для решения проблем проекта ИТЭР, связанных с эрозией защитных покрытий дивертора и «первой» стенки. Ведь эрозия покрытия, как правило, приводит к уменьшению его толщины, вследствие чего ухудшаются эксплуатационные характеристики. Такие негативные процессы серьезно ограничивают ресурс работы защитного покрытия вакуумной камеры токамака.

Стойкость к эрозии защитных покрытий

Различают микро- и макроскопическую эрозию. В первом случае удаление вещества с облучаемой поверхности проводят атомарные частицы (ионы, атомы, молекулы и молекулярные кластеры), во втором – макроскопические (капли и осколки, а также сам процесс перемещения расплава). Наибольшую опасность при импульсных тепловых нагрузках представляет эрозия, обусловленная макроскопическими механизмами. Прежде всего, это так называемое «хрупкое разрушение», характеризующееся выбросом капель при движении расплавленного слоя и осколков. Оно серьезно ограничивает ресурс защитного покрытия вакуумной камеры токамака и становится причиной образования мелкодисперсных продуктов – «материальной» пыли. Химически агрессивная, взрывоопасная и насыщенная тритием, она представляет серьезную проблему для будущего термоядерного реактора.

Для защиты теплонапряженных участков вакуумной камеры ИТЭРа первоначально предполагали использовать вольфрам, бериллий и графит. Чтобы сделать окончательный выбор, троицкие экспериментаторы изучили на установке КСПУ характеристики макроскопической эрозии углеродно-волоконистого композита и вольфрама при воздействии на них интенсивных потоков плазмы и получили надежные сведения о том, что первый по сравнению с «конкурентом» дает много «пыли» и впитывает радиоактивный тритий. Испытания бериллиевых пластин в усовершенствованной установке КСПУ-Ве показали: под действием горячей плазмы, они будут неизбежно эродировать и постепенно разрушаться, уменьшая тем самым срок службы элементов камеры. Поэтому для облицовки дивертора



Квазистационарный плазменный ускоритель КСПУ-Ве

импульсного ИТЭРа был предложен вольфрам. Таким образом, эксперименты на плазменных ускорителях типа КСПУ позволили смоделировать процессы разрушения деталей и покрытий термоядерного реактора ИТЭР и подобрать ключ к решению одной из фундаментальных задач, связанных с его долговечностью и экологической безопасностью.

Следует заметить, что импульсные ускорители ГНЦ РФ ТРИНИТИ используют также в технологических целях: для модифицирования поверхностей материалов, промышленных деталей и инструмента с целью направленного изменения их потребительских свойств. Разработанный в институте метод высокотемпературных импульсных потоков плазмы основан на быстром (десятки микросекунд) нагревании поверхностного слоя детали с последующим столь же быстрым его охлаждением. Такое воздействие снижает коэффициент трения материалов, повышает их микротвердость и износостойкость, устойчивость к коррозии в агрессивных средах.

Метод плазменной обработки уже апробирован на деталях некоторых летательных аппаратов. Материал, обработанный на установке термоядерного синтеза КСПУ-Т, прошел испытания в аэродинамической трубе ГНЦ РФ «Летно-исследовательский институт им. М. М. Громова» (г. Жуковский). Специалисты констатировали серьезное улучшение летных характеристик машины. Теперь главная задача – доработать метод до уровня технологии и использовать ее в различных отраслях современной промышленности, в первую очередь, атомной.

ПАРАФОНОВА Вера Александровна – журналист, ГНЦ РФ ТРИНИТИ