

М.И. Баранов

АНТОЛОГИЯ ВЫДАЮЩИХСЯ ДОСТИЖЕНИЙ В НАУКЕ И ТЕХНИКЕ. ЧАСТЬ 46: ТЕРМОЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА. ТЕРМОЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ И ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ: РЕТРОСПЕКТИВА ИССЛЕДОВАНИЙ УПРАВЛЯЕМОГО ТЕРМОЯДЕРНОГО СИНТЕЗА, ИХ СОВРЕМЕННОЕ СОСТОЯНИЕ И БУДУЩЕЕ

Наведено науково-технічний огляд про ретроспективу досліджень в провідних країнах світу керованого термоядерного синтезу (КТС) легких ядер, сучасний стан розробок і можливі перспективи світового розвитку наукоємної техніки в області термоядерної енергетики. Приведені ядерно-фізичні основи процесу протікання КТС в суміші легких ядер. Представлені дані про результати початкового і сучасного етапів досліджень в області КТС. Описані основні конструкції і технічні характеристики термоядерних реакторів (ТЯР), що використовують магнітне і інерційне утримання гарячої плазми. Проаналізований світовий прогрес в області розробки, створення і дослідження експериментальних ТЯР, що базуються на системах утримання гарячої плазми в тороїдальних магнітних «пастках» (установки-токамаки і стеларатори) і інерційних системах лазерно-імпульсної технології мікробухів мішеней-капсул термоядерного палива. Приведені дані про основні види термоядерного палива, яке може застосовуватися в робочих циклах ТЯР, і безпеку ТЯР. Вказані основні проблеми в області КТС для експериментальних ТЯР і створення в майбутньому термоядерних електричних станцій (ТЯЭС). Відмічена важлива роль ТЯЭС і термоядерної енергетики в забезпеченні людства в довгостроковій перспективі електроенергією. Бібл. 29, табл. 2, рис. 16.

Ключові слова: термоядерний синтез і реактор, термоядерна енергетика, токамак, стеларатор, лазерно-імпульсний реактор, безпека термоядерного реактора, термоядерна електрична станція майбутнього, проблеми і можливі перспективи розвитку світової термоядерної енергетики.

Приведен научно-технический обзор о ретроспективе исследований в ведущих странах мира управляемого термоядерного синтеза (УТС) легких ядер, современном состоянии разработок и возможных перспективах мирового развития наукоёмкой техники в области термоядерной энергетики. Приведены ядерно-физические основы процесса протекания УТС в смеси легких ядер. Представлены данные о результатах начального и современного этапов исследований в области УТС. Описаны основные конструкции и технические характеристики термоядерных реакторов (ТЯР), использующих магнитное и инерционное удержание горячей плазмы. Проанализирован мировой прогресс в области разработки, создания и исследования экспериментальных ТЯР, базирующихся на системах удержания горячей плазмы в тороидальных магнитных «ловушках» (установки-токамаки и стеллараторы) и инерционных системах лазерно-импульсной технологии микровзрывов мишеней-капсул термоядерного топлива. Приведены данные об основных видах термоядерного топлива, которое может применяться в рабочих циклах ТЯР, и безопасности ТЯР. Указаны основные проблемы в области УТС для экспериментальных ТЯР и создания в будущем термоядерных электрических станций (ТЯЭС). Отмечена важная роль ТЯЭС и термоядерной энергетики в обеспечении человечества в долгосрочной перспективе электроэнергией. Библ. 29, табл. 2, рис. 16.

Ключевые слова: термоядерный синтез и реактор, термоядерная энергетика, токамак, стелларатор, лазерно-импульсный реактор, безопасность термоядерного реактора, термоядерная электрическая станция будущего, проблемы и возможные перспективы развития мировой термоядерной энергетики.

Введение. Из всемирной истории развития на планете Земля современной цивилизации явствует, что потребности человечества в различных видах энергии из года в год неуклонно возрастают. В этой связи, перед землянами объективно встают общепланетарные вопросы: как удовлетворять с возрастанием народонаселения все возрастающие потребности людей и производств всего мира в энергии и на каких принципах создавать далее новые мощные безопасные искусственные источники энергии? Вот уже несколько столетий основным источником как тепловой, так и электрической энергии для жителей Земли является использование (как правило, сжигание) планетарных запасов природного органического топлива – древесины, каменного угля, нефти и газа. Известно, что запасы данного топлива на нашей планете весьма ограничены. Считается, что к 2050 г. производство энергии в мире возрастет примерно в три раза по сравнению с ее нынешним уровнем и составит около 10^{21} Дж/год [1]. Поэтому в обозримом будущем такой источник энергии как органическое топливо придется землянам заменить на другие источники энергии и соответственно на другие виды ее производства.

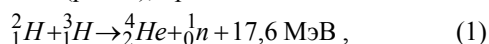
В этой связи уже в настоящее время ядерная энергетика [2] и альтернативная энергетика с ее возобновляемыми источниками энергии [3] стали активно внедряться в производство тепловой и электрической энергии по всему миру. По мнению авторитетных специалистов-энергетиков альтернативная энергетика способна удовлетворить энергетические потребности человечества лишь в сравнительно незначительной доли энергии (сейчас эта доля в мире не превышает 10 % [3]). Поэтому объективно ядерная энергетика остается для нас основным кандидатом для энергетики ближайшего будущего [1]. В настоящее время в этом сложном энергетическом секторе в промышленном масштабе физиками-ядерщиками и инженерами-энергетиками освоены лишь ядерные реакции деления тяжелых ядер ряда изотопов таких радиоактивных химических элементов как урана ${}_{92}^{238}\text{U}$, плутония ${}_{94}^{244}\text{Pu}$ и тория ${}_{90}^{232}\text{Th}$ [2]. Эти реакции широко используются на современных мощных атомных электрических станциях (АЭС), базирующихся на применении в их технологическом цикле ядерных реакторов (ЯР), работающих на медленных или быстрых

© М.И. Баранов

нейтронах [2, 4]. Существенным недостатком ЯР является наличие от их работы долгоживущих радиоактивных отходов в большом количестве, представляющих огромную мировую проблему. На утилизацию и безопасное хранение данных отходов в мире затрачиваются огромные финансовые средства. Кроме того, эти отходы в течение десятков тысяч лет представляют серьезную экологическую угрозу для всего живого на Земле. Учитывая эти особенности функционирования ЯР на АЭС, физики-ядерщики еще с 1950-х годов обратили свое внимание на реакции термоядерного синтеза, протекающие в *термоядерных реакторах* (ТЯР). Основным и принципиальным отличием этих реакций синтеза в ТЯР от ядерных реакций деления в ЯР является отсутствие от работы ТЯР долгоживущих радиоактивных отходов. Считается, что после остановки ТЯР наведенная радиоактивность тугоплавких стенок защитного blankets (от англ. слова «blanket» – «одеяло») в его активной зоне будет снижаться во времени до безопасных уровней в течение ~30 лет [1]. Кроме того, для осуществления в ТЯР термоядерных реакций синтеза на Земле имеются неисчерпаемые запасы топлива. Несмотря на все сложности осуществления в ТЯР управляемого термоядерного синтеза (УТС) легких химических элементов (например, таких изотопов водорода ^1_1H (протия) как дейтерия $\text{D} - ^2_1\text{H}$ и трития $\text{T} - ^3_1\text{H}$ [4]), указанные причины побудили в середине 1950-х годов ведущие ядерные страны мира, включая СССР, США, Великобританию и Францию, начать широкомасштабные исследования по УТС [1, 5, 6]. Добавим к вышеуказанному то, что к этому времени в США и СССР в военных целях были проведены успешные испытания первых мощных водородных зарядов и бомб [1, 7], использовавших термоядерные реакции взрывного типа и подтвердивших принципиальную возможность осуществления в земных условиях термоядерного синтеза дейтерия D и трития T .

Целью статьи является составление научно-технического обзора о ретроспективе исследований, современном состоянии, проблемах и возможных перспективах развития в мире термоядерной энергетики.

1. Краткие основы физики термоядерного синтеза легких ядер в ТЯР. Начнем с того, что укажем, что УТС – это невзрывной в макрообъемах вещества синтез более тяжелых атомных ядер из менее легких ядер с целью получения энергии [4, 6]. В соответствии с законами ядерной физики энергия при УТС выделяется за счет дефекта масс участвующих в нем ядер – масса получаемых при этом ядер и частиц оказывается меньше массы первоначальных ядер [4]. Применив к УТС закон сохранения энергии и эйнштейновский принцип эквивалентности массы и энергии, мы можем убедиться в достоверности физического факта выделения при УТС энергии сильного взаимодействия. Так, для ядерной реакции синтеза дейтерия D и трития T (рис. 1), протекающей по схеме вида



для каждого акта синтеза (слияния) указанных ядер выделяется энергия, равная около 17,6 МэВ [1, 4, 6]. В результате этой ядерной реакции «рождается» такой

химический элемент как гелий с его ядром ^4_2He , обладающим кинетической энергией 3,5 МэВ, и быстрый высокоэнергетический нейтрон ^1_0n , обладающий кинетической энергией в 14,1 МэВ. Следует напомнить читателю известные данные, что используемая в ядерной физике внесистемная единица энергии $1 \text{ эВ} = 1,602 \cdot 10^{-19} \text{ Дж}$ (один электронвольт – это энергия, которую приобретает электрон, преодолевая разность потенциалов в один вольт) практически эквивалентна для микровещества его абсолютной температуре 11600 К [4]. Добавим, что согласно законам молекулярной физики абсолютная температура газа (плазмы) является мерой средней кинетической энергии его молекул (атомных ядер) [4]. Кроме того, отметим, что для протекания по (1) реакции типа D-T в активной зоне ТЯР должна поддерживаться температура не менее $100 \cdot 10^6 \text{ К}$ [4, 5, 8]. Причиной тому является то, что для слияния двух ядер в одно требуется сначала их сблизить на расстояние действия между ними сил сильного взаимодействия, преодолевая кулоновское отталкивание их положительно заряженных протонов (из ядерной физики известно, что для всех ядер силы притяжения сильного взаимодействия имеют радиус действия значительно меньше, чем для сил их кулоновского отталкивания [4]). Для ТЯР единственным способом преодоления указанных кулоновских сил является использование энергии теплового движения ядер [4-8].

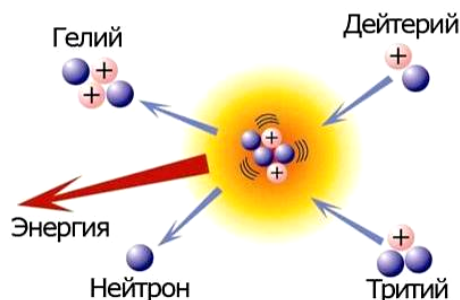


Рис. 1. Схематическое изображение перспективной термоядерной реакции синтеза в ТЯР дейтерия D и трития T [6]

В ходе многолетних исследований физиками-ядерщиками ведущих научных центров мира было установлено, что для надежного протекания УТС в высокотемпературной плазме (смеси используемых легких ядер) ТЯР одновременно должны выполняться как минимум следующие три основных условия [5, 8]:

- скорость соударения ядер в плазме должна соответствовать ее температуре T_p в камере ТЯР (при этом для реакции типа D-T температура $T_p > 10^8 \text{ К}$);
- критерий Лоусона, формулируемый для термоядерной реакции типа D-T в виде следующего математического соотношения: $n_p \tau_p > 10^{14} \text{ см}^{-3} \cdot \text{с}$, где n_p , τ_p – соответственно плотность и время удержания высокотемпературной плазмы в активной зоне ТЯР;
- критерий «зажигания» смеси легких ядер.

Здесь нам требуется заметить, что величина τ_p – это не время, в течение которого в ТЯР поддерживается горячая плазма с указанной выше температурой T_p . Следует указать то, что время τ_p удержания плазмы в ТЯР равно отношению запасенной в рассматриваемой плазме тепловой энергии к мощности потерь

этой энергии [9]. Для лучшего понимания этого специального материала из области физики высокотемпературной плазмы укажем, что согласно критерию Лоусона при температуре T_p смеси дейтерия D и трития T в активной зоне ТЯР, равной 10 кэВ (примерно $116 \cdot 10^6$ К [4]), для протекания в ней (этой зоне) УТС нужно получить в ТЯР произведение числа n_p частиц указанного термоядерного топлива в 1 см^3 на время τ_p их удержания (в секундах), численно равное не менее $10^{14} \text{ см}^{-3} \cdot \text{с}$. При этом оказывается неважным тот факт, что будет у нас в ТЯР плазма с концентрацией порядка $n_p = 10^{14} \text{ см}^{-3}$ и временем ее удержания $\tau_p = 1$ с или с концентрацией $n_p = 10^{23} \text{ см}^{-3}$ и временем ее удержания $\tau_p = 1 \text{ нс}$ [9]. Принято считать, что критерий Лоусона отвечает за получение в ТЯР энергетически выгодной термоядерной реакции синтеза в смеси легких ядер. Выполнение же критерия «зажигания» плазмы для ТЯР означает, что той доли термоядерной энергии, которая остается в плазме, хватает для поддержания в ней необходимой температуры T_p и дополнительного нагрева плазмы из легких ядер в ТЯР не требуется [9].

2. Начальный этап исследований управляемого термоядерного синтеза. В 1950 г. по предложению академика АН СССР Курчатова И.В. (1903-1960 гг.) чл.-корр. АН СССР Арцимович Л.А. (1909-1973 гг.) был назначен Председателем СМ СССР Сталиным И.В. научным руководителем советских экспериментальных исследований по УТС [10]. С этого времени и начались исследования в мире УТС. Принято считать, что первоначальная идея и первая схема построения лабораторной установки для получения УТС были предложены в 1950 г. талантливым советским физиком-самоучкой, проходившим тогда в качестве сержанта срочную военную службу на Дальнем Востоке страны, Лаврентьевым О.А. (1926-2011 гг.), многие годы проработавшим после переломного для него и всего СССР 1953 г. (времени смерти Сталина И.В., расстрела Берия Л.П. и фактической «высылки» этого физика его недоброжелателями-учеными из г. Москвы) в Украинском физико-техническом институте (УФТИ, ныне Национальном научном центре «ХФТИ» НАНУ, г. Харьков) и ставшим вначале к.ф.-м.н. в СССР и затем д.ф.-м.н. в независимой Украине [7, 11, 12]. Удивительным фактом является то, что предложенная в полной изоляции на острове Сахалин казалась бы физиком-непрофессионалом Лаврентьевым О.А. схема установки для осуществления УТС в 1951 г. была доработана физиками-профессионалами тогда еще к.ф.-м.н. Сахаровым А.Д. (1921-1989 гг.) и чл.-корр. АН СССР Таммом И.Е. (1895-1971 гг.), работавшими в Физическом институте им. П.Н. Лебедева АН СССР и оба ставшими впоследствии за выдающиеся результаты работ по Атомному проекту СССР академиками АН СССР и Героями Труда, и получила в конце концов широко известное в научном мире название «ТОКАМАК» [11-14]. Данная аббревиатура чисто советского происхождения расшифровывается как «ТОроидальная КАмера с МАгнитными КАтушками» [5, 9]. Так с 1950-х годов в области УТС и началась в научном физическом мире эра установок-токамаков, продолжающаяся и поныне. Подчеркнем то, что технические предложения Лав-

рентьева О.А. по УТС, изложенные им в ряде писем в ЦК ВКП(б) и лично Сталину И.В., послужили своеобразным «катализатором» для появления в СССР правительственной программы исследований УТС [15]. Так, 5 мая 1951 г. Сталиным И.В. было утверждено закрытое Постановление СМ СССР №1463-732сс/оп «О проведении научно-исследовательских и экспериментальных работ по выяснению возможности осуществления магнитного термоядерного реактора» (сейчас оно рассекречено) [15]. Этот документ явился первым не только в СССР, но и первым в мире правительственным актом, свидетельствующим о начале поисковых работ физиков по УТС. Интересно заметить, что автору по служебным делам в 2000-е годы посчастливилось лично пообщаться с легендарным физиком Лаврентьевым О.А., оставившим в отечественной атомной науке и технике, несмотря на все невзгоды и потрясения в его насыщенной творчеством жизни, заметный «след». Знакомясь с материалами середины 1950-х годов по УТС [12, 15], предложенными в одиночку на глухом краю СССР этим талантливым человеком-самоходком с семиклассным образованием, вместе с другими учеными поражаешься его интуиции и способностям.

2.1. Термоядерные установки-токамаки. На рис. 2 в общем виде приведена схема построения термоядерной установки «ТОКАМАК», использовавшаяся на первоначальном этапе исследований УТС [9-14].

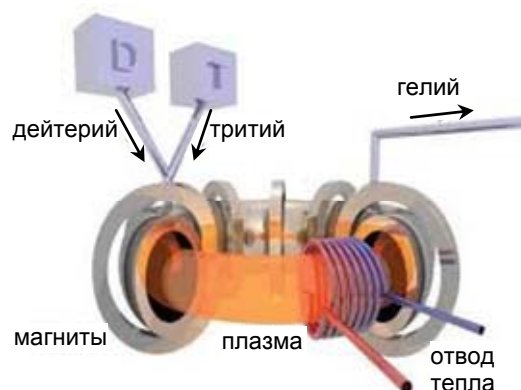


Рис. 2. Схематическое изображение термоядерной установки «ТОКАМАК» со сверхпроводящими катушками тороидального магнитного поля, использующей в своей вакуумной тороидальной камере высокотемпературную плазму из смеси взаимодействующих ядер дейтерия D и трития T [9]

Укажем, что с 1951 г. теоретические исследования по проблеме УТС в СССР возглавил будущий академик АН СССР Леонтович М.А. (1903-1981 гг.) [12]. Важно отметить, что в 1956 г. по специальному распоряжению Председателя СМ СССР Хрущева Н.С. работы по УТС в СССР были полностью рассекречены [10]. Это позволило академику АН СССР Курчатову И.В. в том же 1956 г. при его поездке в Англию в составе правительственной делегации сделать в Британском ядерном центре (г. Харуэлл) доклад о первых результатах исследований УТС, полученных советскими физиками. Это событие для Запада стало настоящей сенсацией (собственные работы по УТС у них были тайною «за семью печатями»). Из рис. 2 видно, что кольцевыми сверхпроводящими катушками,

охлаждаемыми жидким гелием, в токамаке создается тороидальное магнитное поле, изолирующее высокотемпературную D–T плазму от стенок ее тороидальной камеры [5, 8]. В этой связи высокотемпературная плазма в ТЯР удерживается не стенками тороидальной камеры с тугоплавким бланкетом, который не способен выдерживать ее температуру в сотни миллионов градусов, а специально создаваемыми скрещенными магнитными полями: тороидальным и полоидальным (рис. 3). Особенностью «ТОКАМАКА» стало использование кольцевого электрического тока, протекающего непосредственно через D–T плазму и предназначенного как для ее омического нагрева, так и создания вокруг шнура горячей плазмы азимутального магнитного поля, необходимого для ее дополнительного радиального сжатия и надежного удержания.

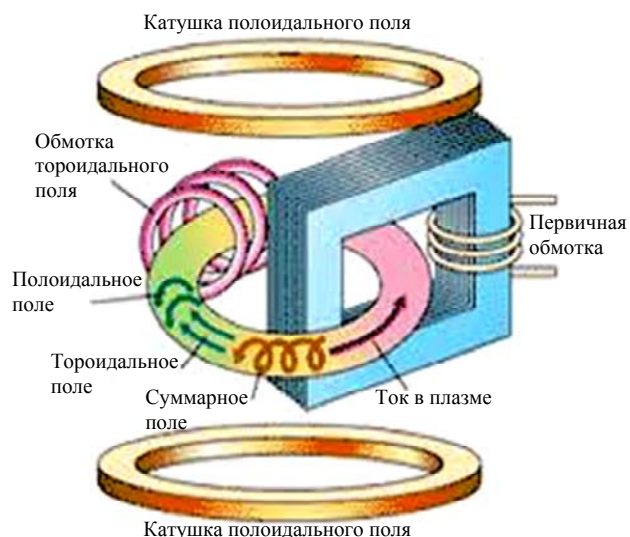


Рис. 3. Усовершенствованная схема построения термоядерной установки «ТОКАМАК», содержащая сверхпроводящие катушки тороидального и полоидального магнитных полей, а также систему возбуждения в плазме кольцевого тока [1, 5]

Согласно данным рис. 3 силовые линии суммарного магнитного поля в установке-токамак имеют форму спиралей, охватывающих центральную кольцевую ось плазменного тора, в котором должны происходить реакции УТС. Сила Лоренца, действующая на заряженные частицы горячей плазмы (ионы и электроны) в магнитном поле, заставляет их вращаться по так называемым ларморовским окружностям вокруг указанных спиралей-силовых линий суммарного магнитного поля в тороидальном шнуре плазмы [4]. Тем будет больше магнитная индукция в горячей плазме токамака, тем будет меньше ларморовский радиус этих частиц в смеси реагируемых ядер термоядерного топлива. Это обстоятельство будет воспрепятствовать разлету плазмы поперек суммарного магнитного поля в ее тороидальном шнуре. Следует отметить, что вместе с частицами плазмы рассматриваемое магнитное поле токамака будет удерживать в своей «ловушке» и заряженные продукты термоядерной реакции. В случае применения D–T смеси этими продуктами будут ядра гелия ${}^4\text{He}$ (альфа-частицы с энергией 3,5 МэВ) [7]. Охлаждаясь при кулоновских столкновениях с частицами плазмы, эти продукты D–T реакций будут передавать свою энергии плазме. Это явление откры-

вает возможность получения в токамаках режима с самоподдерживающимся термоядерным горением [1].

В 1968 г. группе советских физиков под научным руководством академика АН СССР Арцимовича Л.А. на установке «ТОКАМАК-3» (рис. 4) удалось впервые в мире зарегистрировать «термоядерные» нейтроны, «рождающиеся» в результате протекания ядерной реакции УТС в смеси ядер дейтерия D и трития T [10]. Достигнутая в этот период наибольшая температура D–T плазмы в замкнутой магнитной системе («ловушке») тороидального типа советской установки-токамака 1-го поколения типа «ТОКАМАК-3» составляла около 0,5 кэВ ($5,8 \cdot 10^6$ К) [1, 16]. Принцип магнитного удержания горячей плазмы при осуществлении УТС, реализованный в схеме на рис. 3, был использован также и при создании в 1970-е годы в СССР установок-токамаков 2-го поколения (типа Т-7, Т-10 и Т-11) [1]. Укажем, что УФТИ-ХФТИ АН УССР (г. Харьков) был в бывшем СССР одним из ведущих научных центров по разработке, созданию и исследованию экспериментальных термоядерных установок.

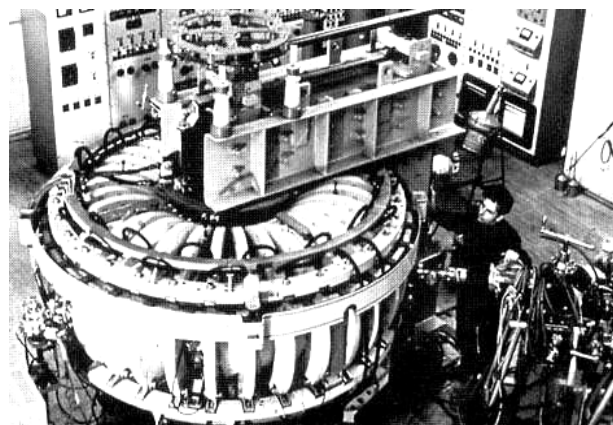


Рис. 4. Общий вид одной из первых в мире установок-токамаков типа «ТОКАМАК-3», сооруженной советскими физиками и инженерами-электриками в Институте атомной энергии им. И.В. Курчатова (1968 г., г. Москва, СССР) [11]

Так, в ХФТИ АН УССР в 1978 г. была запущена крупная исследовательская термоядерная установка «ТОКАМАК-7» [7, 17]. Кроме того, этот принцип построения токамаков был применен также и при создании за рубежом подобных термоядерных установок (например, типа PLT и DIII-D в США, типа ASDEX в Германии, TER во Франции и JET-2 в Японии) [1]. На установках-токамаках 2-го поколения уровни температур в термоядерной плазме достигали нескольких кэВ (несколько десятков миллионов градусов), а плотность n_p горячей плазмы составляла $\sim 10^{20} \text{ м}^{-3}$ [1]. В 1980-е годы в мире произошло дальнейшее развитие установок-токамаков 3-го поколения с большим радиусом тороидальной камеры до 2-3 м и плазменным кольцевым током в несколько мегаампер (например, типа JET и TORUS-SUPRA в Европе, JT60-U в Японии, TFTR в США и Т-15 в СССР) [1, 18]. На рис. 5 приведен общий вид установки «ТОКАМАК-15» [18].

В табл. 1 представлены основные технические характеристики указанных выше экспериментальных токамаков 3-го поколения, в которых параметр $Q_f = P_{\text{syn}}/P_{\text{cost}}$, где P_{syn} , P_{cost} – соответственно значения

мощности термоядерного синтеза и используемых затрат, численно не превышал единицы [1, 18].

Отметим, что во всех термоядерных токамаках, построенных по состоянию на 2017 г. в ряде промышленно развитых стран мира (России, Украине, США, Великобритании, Германии, Франции, Японии, Китае, Казахстане и др.) в общем количестве до 300 штук, кольцевой мегаамперный ток, протекающий в их высокотемпературной плазме, обеспечивает ее первоначальный разогрев лишь до примерно $30 \cdot 10^6$ К [5, 14]. Дальнейший нагрев горячей плазмы в этих установках производится иными физическими способами [5].

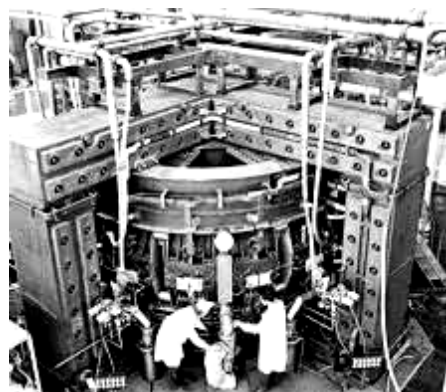


Рис. 5. Общий вид крупнейшей советской исследовательской термоядерной установки-токамака 3-го поколения типа «ТОКАМАК-15» (1980-е годы, г. Москва, СССР) [18]

Таблица 1
Основные технические характеристики крупнейших в мире токамаков 3-го поколения [1, 18]

Тип установки-токамака	JET	JT60-U	T-15	TFTR	TORUS-SUPRA
Большой радиус камеры, м	3	3,3	2,4	2,6	2,4
Малый радиус камеры, м	1	1	0,7	0,9	0,8
Ток в плазме, МА	7	3	2,5	3	2
Мощность нагрева плазмы, МВт	30	30	20	50	15
Магнитная индукция в плазме, Тл	3,5	4	3,5	6	4

На рис. 6 приведен общий вид мощной зарубежной установки-токамака JET (Joint European Torus) 3-го поколения, созданной в 1991 г. международной организацией «Евратом» в Великобритании [13, 18].

В токамаке типа JET был использован комбинированный нагрев его D–T плазмы объемом в 100 м^3 до температуры $150 \cdot 10^6$ К за счет инжекции в активную зону быстрых нейтральных частиц (20 МВт) и применения электромагнитных волн (32 МВт) с частотой, совпадающей с частотой вращения вокруг магнитных силовых линий в камере ТЯР электронов и ионов (режим электронно-ионного циклотронного резонанса) [13]. В итоге для этого токамака критерий Лоусона оказался лишь в 4–5 раз ниже уровня реакции «зажигания» смеси используемых в нем легких ядер [13, 19]. Укажем, что на токамаках типа JET (Великобритания) и TFTR (Test Fusion Tokamak Reactor, США) были впервые получены большие значения развиваемой термоядерной мощности в плазме при реакциях синтеза в D–T смеси: 11 МВт в TFTR и 16 МВт в JET [1, 13].



Рис. 6. Общий вид крупнейшего в мире действующего термоядерного токамака JET, созданного «Евратом» и расположенного вблизи г. Оксфорд в научном ядерном центре «Culham Lab» (1997 г., г. Абингдон, Великобритания) [18]

В настоящее время токамак типа JET успешно продолжает свою работу и на нем достигнута рекордная температура плазмы $300 \cdot 10^6$ К при длительности ее удержания $\tau_p \leq 1,2$ с [11]. На нем задействовано до 350 ведущих европейских физиков и специалистов. По мнению экспертов, нынешний брексит и возможный выход Великобритании из «Евратом» (Европейского сообщества по атомной энергии, отвечающего за безопасное использование ядерной энергии) существенно осложнит дальнейшую эксплуатацию крупнейшего в мире токамака типа JET [13]. Кроме того, снятие установки-токамака типа JET с эксплуатации приведет к образованию около 3000 м^3 радиоактивных отходов, утилизация которых будет стоить европейскому налогоплательщику до 360 млн. \$USA [13].

Важной проблемой для установок-токамаков долгое время была необходимость создания в горячей плазме кольцевого тока. С этой целью внутри их тора устанавливали массивный магнитопровод (см. рис. 3–6), магнитный поток которого непрерывно изменялся во времени [9]. Изменение этого потока согласно законам электродинамики приводит к созданию в рассматриваемой области вихревого электрического поля, наводящего в плазменном шнуре соответствующий ток. Данный ток должен был протекать в плазме непрерывно в одном направлении, что естественно реализовать было невозможно. Поэтому требуемый ток в плазме поддерживался лишь ограниченное время, измеряемое долями секунды, а в пределе несколькими секундами [9]. В ходе исследований на установках-токамаках электрофизиками был обнаружен так называемый бутстреп-ток, который возникал в плазме без влияния внешнего вихревого электрического поля. Кроме того, были разработаны методы циклотронного нагрева частиц плазмы, одновременно вызывающего в ней протекание необходимого кольцевого тока. Все это вместе давало потенциальную возможность для длительного поддержания в вакуумной камере экспериментального ТЯР горячей плазмы. На данный момент рекорд принадлежит крупному токамаку типа «Tore Supra» (ядерный центр в г. Кадараш, Франция), в котором плазма «горела» до 360 с [9, 19].

Учитывая приведенные сведения, можно констатировать, что изобретение и исследование токамаков,

потребовшее привлечения в ряде стран мира огромных творческих сил людей и финансовых средств, позволило человечеству все же приблизиться к практическому освоению такого неограниченного по своим возможностям источника энергии как УТС [5, 14].

2.2. Термоядерные установки-стеллараторы.

В плазменном торе токамаков розжиг плазмы происходит за счет образования в нем кольцевого электрического тока мегаамперного диапазона (см. рис. 3 и табл. 1). Из-за этого в торе («бублике») установки-токамака возникают движущиеся электроны и ионы, образующие азимутальные магнитные поля. Эти поля норовят разрушить основное тороидальное магнитное поле установки и дестабилизировать ее плазменный шнур. Важно отметить, что кольцевой ток в плазме в современных токамаках поддерживается сверхвысокочастотным электрическим полем, создаваемым первичной обмоткой индуктора, размещенного в центральной области тороидальной камеры. При этом плазменный шнур внутри камеры играет роль вторичной одновитковой обмотки понижающего трансформатора. Конструкцию термоядерной установки-стелларатора впервые в мире предложил в 1951 г. американский физик Л. Спитцер [20]. Свое название этот тип исследовательского термоядерного реактора получил от латинского слова «*stella*» – «звезда» [21]. Ведь планируемый уровень температуры в активной зоне этой термоядерной установки должен был превышать температуру (~15·10⁶ К) внутри ядра такой звезды как Солнце. В отличие от термоядерной установки-токамака в этой термоядерной установке-стеллараторе плазму из смеси легких ядер (например, из D–T смеси), возникающую в тороидальной вакуумной камере, нагревают и удерживают только внешние электрические токи и магнитные поля (рис. 7) [9].

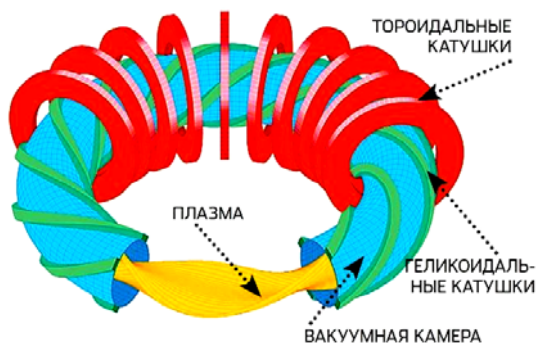


Рис. 7. Принципиальная схема построения исследовательской термоядерной установки-стелларатора, содержащей тороидальную вакуумную камеру с плазмой легких ядер, геликоидальные и тороидальные сверхпроводящие катушки для формирования магнитного поля сложной формы [9]

В этой связи в конструкции стелларатора потребовалось применение сверхпроводящих геликоидальных катушек сложной формы (см. рис. 7). Поискковые исследования электрофизиков показали, что другим возможным путем создания термоядерной установки-стелларатора может быть применение вакуумной камеры с горячей плазмой не в виде круглого кольца (тора) как на рис. 7, а в виде «восьмерки» или еще более сложной формы – «мятого бублика» (рис. 8) [9].

Внешнее магнитное поле в таких конструкциях стелларатора формируется «хитрой» формы, что

обеспечивает стабильность генерируемой в его вакуумной камере плазмы. По сравнению с токамаком такая конструкция стелларатора является более сложной и требующей для расчета геометрии его магнитного поля достаточно сложных численных расчетов.

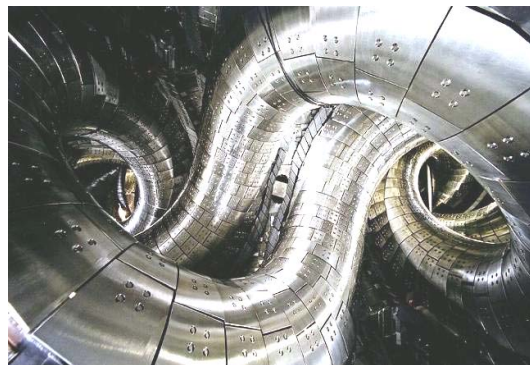


Рис. 8. Общий вид рабочей вакуумной металлической камеры с горячей плазмой экспериментальной термоядерной установки-стелларатора, изогнутой в виде сложной трехмерной змеевидной конфигурации («мятого бублика») [9]

Во второй половине 1950-х годов по инициативе научного руководителя Атомного проекта СССР, академика АН СССР Курчатова И.В. в УФТИ (ставшим к этому времени ФТИ) АН УССР были начаты исследования по новому научному направлению, связанному с изучением высокотемпературной плазмы и УТС [17, 22]. Научным руководителем термоядерных исследований в ФТИ АН УССР (г. Харьков) был назначен академик АН УССР Синельников К.Д. (1901–1966 гг.) [22]. Апогеем этих работ стало создание в 1968 г. в указанном украинском институте мощной опытной термоядерной установки со сверхпроводящими магнитами типа «Ураган-2» (рис. 9) [22, 23].

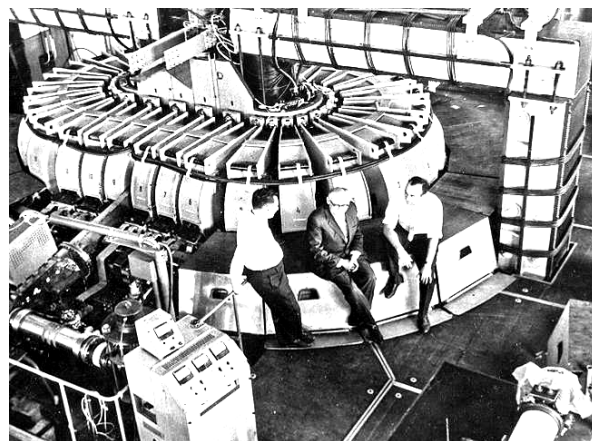


Рис. 9. Общий вид мощной термоядерной установки типа «Ураган-2» разработки ФТИ АН УССР (слева-направо: известные харьковские физики В.А. Супруненко, А.И. Ахизер и В.Т. Толлок; 1968 г.; ФТИ АН УССР; г. Харьков) [22]

Укажем и то, что в 1980-е годы в рамках экспериментальных исследований СССР по УТС в ХФТИ АН УССР (г. Харьков) был создан сверхпроводящий торсатрон стеллараторного типа «Кристалл-2» с магнитной индукцией до 5 Тл и запасаемой магнитной энергией до 1 МДж в его вакуумной камере сложной геометрической формы с горячей плазмой [7, 24]. На рис. 10 приведен общий вид современной экспери-

ментальной термоядерной установки-стелларатора с камерой, изготовленной в виде «мятого бублика» [6].

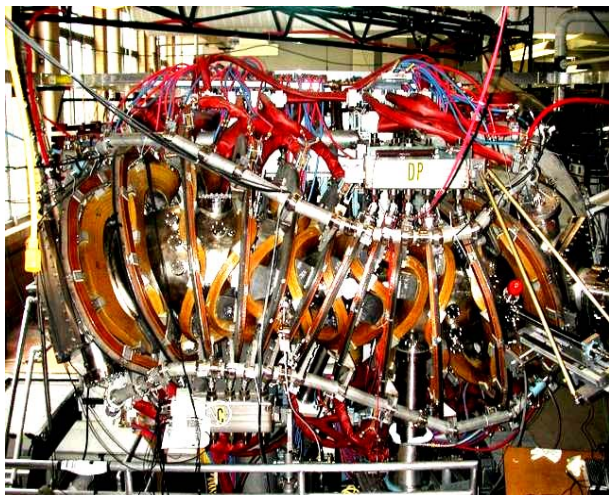


Рис. 10. Внешний вид одной из лабораторных конструкций исследовательского термоядерного стелларатора, содержащего вакуумную камеру в виде «мятого бублика» [6, 13]

Несмотря на то, что на сегодня в установках-стеллараторах время удержания горячей плазмы меньше, а стоимость их сооружения выше, чем для установок-токамаков, исследования в мире подобного типа ТЯР активно продолжаются [1, 20]. Одной из причин тому является то, что поведение высокотемпературной плазмы в них более спокойное и устойчивое. Это приводит к более высокому рабочему ресурсу внутренней стенки вакуумной камеры с горячей плазмой. При коммерциализации УТС этот технический факт может играть определяющую роль при выборе конструкции ТЯР, так он будет определять срок его эксплуатации в составе термоядерной электростанции (ТЯЭС). В этой связи, создаваемые в настоящее время конструкции мощных термоядерных стеллараторов были существенно упрощены. От их вакуумных камер в виде «мятых бубликов» пришлось отказаться. Они стали внешне похожи на токамаки [9].

3. Современный этап исследований управляемого термоядерного синтеза. Как было отмечено выше в подразделе 2.1 в настоящее время в рамках программы «Евратом» активно продолжаются опытные исследования по УТС на крупнейшей термоядерной установке-токамаке типа JET [1, 13]. При достигнутом времени «жизни» горячей плазмы в вакуумной камере токамака типа JET до 1,2 с его энергетический параметр Q_f численно составил 0,65 [12]. Видно, что европейские физики-ядерщики на токамаке типа JET вплотную подошли к «порогу», за которым начинается положительный баланс энергии при осуществлении УТС. Полученные на этом ТЯР опытные данные по термоядерной мощности и температуре в D–T смеси (соответственно до 16 МВт и 300 млн. градусов К [1, 13]) вселяют в нас определенную надежду на реальность создания в 21-ом веке промышленного ТЯР и практического получения энергии от УТС ($Q_{p>1}$).

В Германии в Институте физики плазмы им. Макса Планка (г. Грайфсвальд) 10 декабря 2015 г. была успешно запущена в свою опытную эксплуатацию крупнейшая в мире термоядерная установка-

стелларатор типа «Wendelstein 7-X» (рис. 11), стоившая немецкому государству 1,06 миллиарда евро [20].

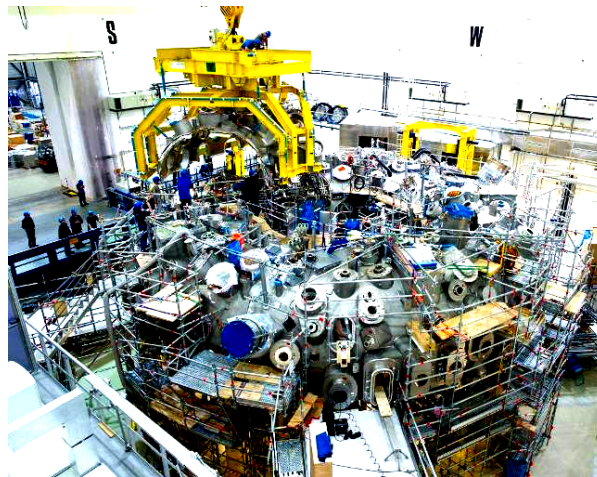


Рис. 11. Общий вид стройплощадки в момент завершающей сборки уникальных электрофизических устройств крупнейшей в мире экспериментальной термоядерной установки-стелларатора «Wendelstein 7-X» (2015 г., Институт физики плазмы им. М. Планка, г. Грайфсвальд, Германия) [20]

В этом стеллараторе большой радиус вакуумной камеры с плазмой составляет 5,5 м, а ее малый радиус – 0,53 м. Объем его горячей плазмы равен 30 м^3 , а ее плотность будет достигать уровня $3 \cdot 10^{20} \text{ м}^{-3}$ [20]. Данный экспериментальный ТЯР содержит 50 штук сверхпроводящих ниобий-титановых катушек высотой 3,5 м, суммарный вес которых составляет около 425 тонн. Магнитная индукция в рабочей вакуумной камере ТЯР достигает 3 Тл, а температура удерживаемой таким магнитным полем плазмы будет составлять до $130 \cdot 10^6 \text{ К}$ [20]. Вся конструкция указанного крупнейшего в мире стелларатора окружена криостатом (прочной теплоизолирующей оболочкой) диаметром до 16 м. Большой технической проблемой при возведении стелларатора типа «Wendelstein 7-X» была нехватка сверхпроводящих магнитов, имеющих специальную геометрию и охлаждаемых жидким гелием [20]. В 2003 г. в ходе испытаний до 30 % магнитов были забракованы и возвращены поставщику. Проект к 2007 г. был на грани закрытия. Долгострой привел к повышению запланированной стоимости стелларатора практически в 2 раза (с 500 до 1060 млн. евро) [20].

В первых экспериментах на стеллараторе типа «Wendelstein 7-X» физикам удалось при помощи микроволнового внешнего электромагнитного импульса мощностью 1,3 МВт нагреть в его камере один миллиграмм газообразного гелия до температуры $1 \cdot 10^6 \text{ К}$ и удерживать полученную горячую плазму в течение 0,1 с [20]. Ближайшими планами работ на этой установке является постепенное наращивание мощности источника электромагнитного излучения и повышение температуры исследуемой в камере плазмы [20].

Немецкий исследовательский ТЯР-стелларатор «Wendelstein 7-X» не является конкурентом строящегося в настоящее время во Франции (ядерный центр г. Кадараш) крупнейшего в мире токамака типа ITER (International Thermonuclear Experimental Reactor), о котором речь пойдет ниже в разделе 7. Одной из целей немецкого проекта в области УТС является отра-

ботка режима удержания горячей водородной плазмы до получаса и доведение параметра β , равного отношению давления плазмы к давлению удерживающего ее магнитного поля, до (0,04-0,05). Другой целью этого важного наукоемкого проекта является отработка ряда перспективных термоядерных технологий [20].

В середине 1960-х годов как альтернатива магнитному удержанию горячей плазмы в области УТС появился принципиально новый подход – ее инерционное удержание, основанное на применении мощных лазеров – источников направленного сверхкоротковолнового электромагнитного излучения [4, 9]. При данном подходе первоначально использовались маленькие мишени-шарики из замороженного D–T топлива, равномерно облучаемые со всех сторон множеством лазерных лучей. Неравномерность нагрева такого термоядерного топлива потребовала существенного изменения конструкции мишени-шарика [5]. В настоящее время указанные мишени термоядерного топлива размещаются внутри полой сферической камеры-хольраума (от нем. слова «*hohlraum*» – «пустота») с отверстиями, через которые внутрь нее попадают лазерные лучи. Кроме того, при этом в лазерно-импульсной технологии УТС стали использовать кристаллы, преобразующие (конвертирующие) лазерное излучение инфракрасного диапазона в ультрафиолетовое излучение. Это УФ-излучение поглощается тонким слоем материала хольраума мишени, нагреваемым до огромной температуры и излучаемым мягкое рентгеновское излучение [9]. Данное Р-излучение поглощается тончайшим слоем капсулы термоядерного топлива, что и приводит к протеканию в нем УТС.

На рис. 12 приведен общий вид термоядерной установки, использующей в своем ТЯР лазерно-импульсную технологию микровзрывов термоядерного топлива, заключенного в отдельные капсулы [9, 18].



Рис. 12. Общий вид экспериментальной ТЯР современной термоядерной установки, использующей для микровзрывов капсул D–T топлива лазерно-импульсную технологию [5, 18]

В настоящее время эта перспективная технология осуществления УТС за счет синхронного объемного воздействия на сферические мишени-микрокапсулы замороженного термоядерного D–T топлива мощных лазерных импульсов находится на стадии проведения лабораторных экспериментов [9, 25]. При этом можно отметить, что за последние десять лет произошел качественный скачок в развитии мировой лазерной техники, сумевшей повысить КПД

мощных лазеров в десять раз [9]. Причем, их мощность при этом удалось повысить в сотни и тысячи раз [9]. Поэтому можно говорить о том, что инерционный вариант УТС в мире не «стоит» на месте, а успешно развивается [5, 18, 25].

В 2006 г. в Китае были проведены первые успешные испытания экспериментального усовершенствованного сверхпроводящего токамака типа EAST (Experimental Advanced Superconducting Tokamak), общий вид которого приведен на рис. 13 [5, 18]. На данной мощной установке-токамаке с использованием D–T топлива в 2007 г. был проведен первый в мире «безубыточный» УТС, характеризующийся параметром $Q_f = 1,25$, равным отношению полученной в тороидальной камере этого реактора, являющегося глубокой модернизацией конструкции российского токамака типа HT-7, термоядерной энергии к затраченной на получение и комбинированный нагрев до сверхвысокой температуры (порядка $100 \cdot 10^6$ К) плазменного шнура из электронов и сравнительно легких ионов тяжелого и сверхтяжелого изотопов водорода (ядер дейтерия D и трития T) [5]. В ближайшем будущем китайские физики-ядерщики попытаются довести параметр Q_f до значения, равного ~ 50 [5]. В настоящее время экспериментальный ТЯР типа EAST используется также в рамках выполнения исследовательских работ, связанных с разработкой и созданием более мощного международного токамака типа ITER.



Рис. 13. Общий вид мощного экспериментального ТЯР типа EAST, созданного по схеме токамака в Китайской Народной Республике (2006 г., Институт физики плазмы Китайской академии наук, г. Хэфэй, провинция Аньхой) [5, 18]

4. Основные проблемы при создании ТЯР и недостатки ТЯР. Остановимся в дальнейшем на такой наиболее исследованной и продвинутой сейчас в мире конструкции ТЯР как «ТОКАМАК» [5, 14]. Для установок-токамаков, в которых термоядерное топливо с плотностью до 10^{20} м^{-3} необходимо нагревать до температуры $(100-300) \cdot 10^6$ К, основными недостатками и проблемами при создании на их основе промышленных ТЯР является следующее [5, 19, 26]:

- нестабильность горячей плазмы (плазменный шнур в тороидальной камере норовит где-то быть тоньше, где-то толще или где-то вообще прерваться с прекращением протекания кольцевого мегаамперного тока). Возможными проверенными путями повышения стабильности горения плазмы стало применение полоидального магнитного поля (см. рис. 3) и увели-

чение геометрических размеров вакуумной камеры. Повышению указанной стабильности будет способствовать также открытый физиками режим улучшенного удержания плазмы, когда при большой мощности ее дополнительного нагрева потери горячей плазмы энергии резко уменьшаются (в два и более раз) [20];

- главной научной проблемой для установок-токамаков является то, что при повышении давления в горячей плазме в ней возникают сложные и опасные неустойчивости, приводящие к нестабильному режиму работы ТЯР (физикам данный путь в обязательном порядке проходить придется, так как скорость слияния легких ядер при заданной температуре плазмы прямо пропорциональна квадрату ее давления);

- дороговизна трития ${}^3\text{H}$ – сверхтяжелого радиоактивного изотопа водорода ${}^1\text{H}$ с периодом полураспада в 12,3 лет [1, 4] (1 кг этого вещества стоил по состоянию на 2010 г. около 30 млн. \$ USA [27]). В 2014 г. мировой запас трития составлял около 20 кг при его годовом потреблении в мире – примерно 7 кг [27]. Для будущего запуска во Франции сооружаемого токамака типа ITER понадобится около 3 кг трития для зарядки всех его тритиевых подсистем, а также примерно 1 кг трития на каждый год его работы [27];

- минимальная мощность ТЯР должна составлять сотни и тысячи мегаватт (основными причинами тому является то, что горячая плазма в реакторе теряет много энергии на электромагнитное излучение, а его вакуумная камера для обеспечения стабильности поведения в ней плазменного шнура должна иметь сравнительно большие геометрические размеры);

- дороговизна ТЯР токамаковского типа (например, создание экспериментального ТЯР типа ITER с термоядерной мощностью в 1500 МВт обойдется участникам международного проекта примерно в 15 млрд. евро, что неприемлемо на сегодня для промышленного реактора УТС, устанавливаемого на ТЯЭС);

- наличие в ТЯР мощного нейтронного излучения, отрицательно влияющего на его рабочий ресурс (для сравнения укажем, что нейтронный поток в ТЯР до десяти раз мощнее подобного потока в ЯР). В этой связи ожидаемый срок службы ТЯР может составлять не более 5 лет вместо 50 лет, характерных для ЯР;

- у специалистов нет уверенности в работоспособности промышленных ТЯР на основе их построения по принципу токамака (до настоящего времени ни один токамак не работал даже в течение нескольких часов, не говоря уже о годах, характерных для реакторов промышленного назначения; отсутствует уверенность в том, что материалы blankets внутренней стенки вакуумной камеры реактора способны длительно выдерживать воздействие горячей плазмы; нет также уверенности в термической и механической стойкости и ряда других конструктивных материалов реактора, испытывающих длительное воздействие интенсивного потока быстрых высокоэнергетичных нейтронов и мощного потока электромагнитного излучения частиц его высокотемпературной плазмы);

- конструкция ТЯР, базирующаяся на схеме токамака, на сегодня является достаточно сложной (поэтому перед физиками-ядерщиками и инженерами-энергетиками стоит проблемная задача особой важности – обеспечение высокой надежности эксплуатации

в составе ТЯЭС ее ТЯР; задачи проектирования и строительства ТЯЭС требуют от них неукоснительного решения целого комплекса разнообразных сложных технологических задач из ряда отраслей знаний).

5. Термоядерное топливо и основные виды ядерных реакций, применяемых в ТЯР. Как известно, горячая плазма в ТЯР, использующих магнитное удержание исходных продуктов УТС, имеет низкую плотность (порядка 10^{20} м^{-3} [1, 5]). Данная плотность горячей плазмы примерно в 10^5 раз меньше плотности атомов и молекул в воздухе при нормальных атмосферных условиях [4]. В этой связи критерий Лоусона для токамаков достигается за счет хорошего удержания тепловой энергии в их камере и соответственно большого энергетического времени «жизни» их горячей плазмы. Поэтому для работы ТЯР требуется сравнительно небольшое количество термоядерного топлива. Например, для крупнейшего ТЯР-токамака типа ITER при указанной плотности термоядерной газовой смеси в его камере для начального термоядерного цикла УТС требуется исходного топлива всего лишь (0,5-1) г [5, 19]. Справочно заметим, что для нагрева 0,5 г обычного водорода-протия ${}^1\text{H}$ до температуры в $100 \cdot 10^6 \text{ К}$ необходимо затратить столько энергии, сколько ее потребуется для нагрева обычной воды H_2O объемом 186 л до температуры ее кипения в $100 \text{ }^\circ\text{C}$ [19]. На сегодня основными видами ядерных реакций при УТС, определяющими выбор термоядерного топлива, являются следующие [1, 5, 8]:

- $\text{D} + \text{T} \rightarrow {}^4\text{He} (3,5 \text{ МэВ}) + {}^1_0\text{n} (14,1 \text{ МэВ})$;
- $\text{D} + \text{D} \rightarrow {}^3\text{He} (0,82 \text{ МэВ}) + {}^1_0\text{n} (2,45 \text{ МэВ})$;
- $\text{D} + \text{D} \rightarrow \text{T} (1,01 \text{ МэВ}) + {}^1_1\text{p} (3,02 \text{ МэВ})$;
- $\text{D} + {}^3\text{He} \rightarrow {}^4\text{He} (3,6 \text{ МэВ}) + {}^1_1\text{p} (14,7 \text{ МэВ})$;
- ${}^6\text{Li} + {}^1_0\text{n} \rightarrow {}^4\text{He} + \text{T} + 4,8 \text{ МэВ}$.

В приведенных выше ядерных реакциях с участием дейтерия D и трития T, представляющих определенный интерес для УТС, символом ${}^3\text{He}$ обозначен легкий изотоп обычного гелия ${}^4\text{He}$, ${}^1_0\text{n}$ – быстрый нейтрон, ${}^6\text{Li}$ – легкий изотоп природного лития ${}^7\text{Li}$, а ${}^1_1\text{p}$ – стабильный протон [4]. Из данных ядерных реакций видно, что все они происходят с выделением энергии в виде кинетической энергии разлетающихся во все стороны активной зоны ТЯР продуктов этих реакций. Последняя ядерная реакция играет особую роль при УТС. Она используется при промышленном производстве нестабильного трития T (в сжиженном состоянии тритий в 6 раз легче воды H_2O [4]), которого в природе в свободном состоянии не существует (из-за своего сравнительно быстрого радиоактивного β -распада [5]). Из анализа указанных ядерных реакций следует, что первая реакция типа (D + T) является наиболее «легкой» для своего осуществления (для ее протекания в рабочей камере ТЯР требуется создание температуры примерно в 100 млн. градусов К) [19]. Для реакций синтеза типа (D + D) требуются примерно такие же сверхвысокие температуры, но они протекают примерно в 100 раз медленнее реакций типа (D + T). Кроме того, и энергии при их протекании выделяется значительно меньше (примерно в 5 раз), чем при дейтерий-тритиевой реакции синтеза. Ядерные реакции типа (D + ${}^3\text{He}$) идут быстрее, чем конкурирующие с ними реакции типа (D + D). Однако, для их реализации требуется в рабочей камере мощного

ТЯР создавать предельные температуры – порядка 1 млрд. градусов К [19]. Поэтому можно заключить, что для промышленного использования УТС только ядерные реакции синтеза типа (D + T) хотя бы отдаленно доступны человечеству при всех их недостатках (например, трудностях получения с помощью приведенной пятой ядерной реакции радиоактивного трития ${}^3\text{H}$ и наведенной быстрыми нейтронами от их протекания радиоактивностью в применяемых в конструкциях активных зон ТЯР материалах) [19]. В этой связи

ожидается, что в ближайшие десятилетия (возможно и столетия) при промышленном применении УТС в мощных ТЯР той или иной конструкции в качестве термоядерного топлива будет использоваться лишь смесь тяжелого (дейтерия ${}^2\text{H}$) и сверхтяжелого (трития ${}^3\text{H}$) изотопов водорода ${}^1\text{H}$ (протия) [5, 14, 19].

На рис. 14 показана принципиальная схема производства электроэнергии на ТЯЭС будущего, использующей в своем мощном ТЯР рассматриваемый УТС в смеси легких ядер дейтерия D и трития T [1].

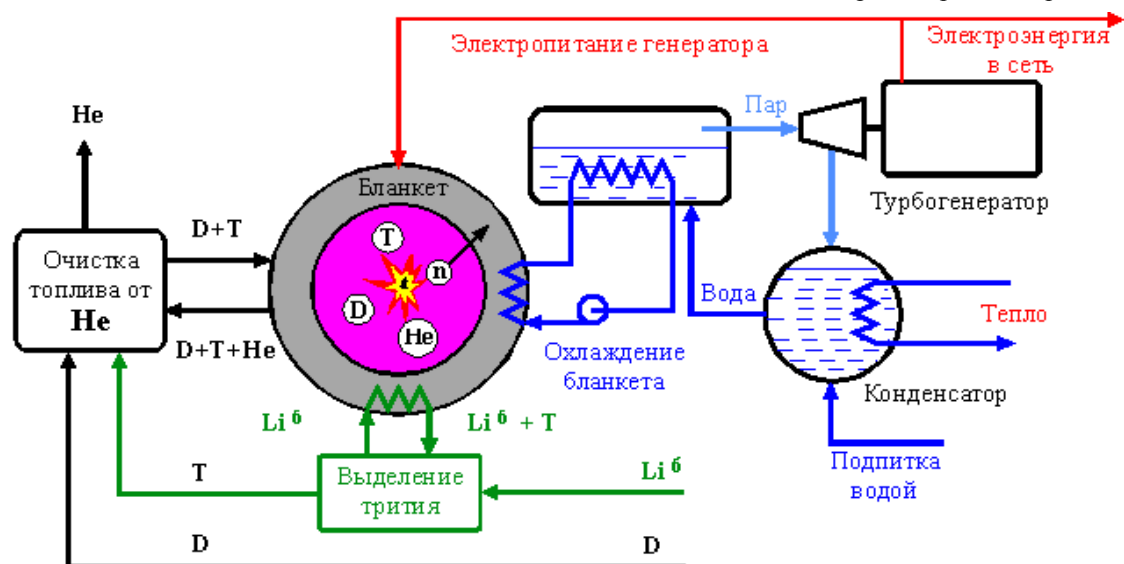


Рис. 14. Схема промышленного производства на ТЯЭС электрической энергии с применением в крупногабаритном ТЯР управляемого термоядерного синтеза легких ядер дейтерия D и трития T [1, 5]

Согласно данной схеме энергия термоядерных реакций, происходящих в дейтерий-тритиевой плазме камеры ТЯР, в основном за счет интенсивного потока высокоэнергетичных нейтронов 1_0n выносится из активной зоны реактора и поглощается массивным тугоплавким бланкетом (толщиной до 1 м) корпуса вакуумной камеры. Выделяемая тепловая энергия в бланкете ТЯР снимается перегретым теплоносителем (например, дистиллированной водой H_2O) первого контура охлаждения реактора, отдающим свое тепло в парогенераторе жидкому теплоносителю (например, той же очищенной от примесей воде H_2O) второго контура реактора. Далее по классической схеме работы энергетических устройств тепловой электрической станции или АЭС образовавшийся во втором контуре ТЯР перегретый пар направляется на лопатки паровой турбины, вращающей массивный стальной вал-ротор синхронного турбогенератора, вырабатывающего в обмотках своего статора соответствующую электродвижущую силу и соответственно электроэнергию.

Приведенный на рис. 14 ТЯР требует снабжения своей активной зоны дейтерием D и тритием T. Дейтерий D получают промышленным путем из обычной природной воды H_2O (в ней содержится около 0,015 % этого тяжелого изотопа водорода в виде тяжелой воды D_2O [1, 25]). Что касается трития T, то его планируется получать с помощью изотопа лития ${}^6\text{Li}$, вводимого в состав бланкета камеры ТЯР – массивной оболочки, окружающей горячую плазму [1, 27]. Изотоп лития ${}^6\text{Li}$, вступая согласно приведенной выше пятой экзотермической (выделяющей энергию и соответственно теплоту) ядерной реакции с быстрыми

высокоэнергетичными нейтронами 1_0n (с их кинетической энергией до 14,1 МэВ [1, 14]), будет в результате своего ядерного распада давать ионы гелия ${}^4_2\text{He}$ и трития T. Рассматриваемый изотоп водорода, после своего выделения из продуктов указанного ядерного взаимодействия, подается в смеситель термоядерного топлива, из которого дейтерий D и тритий T дискретно поступают в замороженном состоянии непосредственно в камеру ТЯР. Образующиеся в активной зоне реактора ядра гелия ${}^4_2\text{He}$ (альфа-частицы) выводятся из рабочей камеры ТЯР, деионизируются, очищаются от термоядерного топлива и закачиваются в емкости для своего дальнейшего технического применения (см. рис. 14). Поэтому можно говорить о том, что для схемы построения ТЯЭС с ТЯР, показанной на рис. 14, топливом служит дейтерий D и изотоп лития ${}^6\text{Li}$. Заметим, что при получении трития T вместо изотопа лития ${}^6\text{Li}$ в бланкете камеры ТЯР может использоваться и природный литий ${}^7\text{Li}$. При этом в результате его эндотермического (с поглощением энергии и соответственно теплоты) ядерного взаимодействия с быстрыми высокоэнергетичными нейтронами 1_0n образуются ядра гелия ${}^4_2\text{He}$, трития T и один дополнительный нейтрон 1_0n [1, 18]. Следует отметить, что изотопы лития ${}^6\text{Li}$ и ${}^7\text{Li}$, способные производить необходимый ТЯЭС и ее ТЯР тритий T, достаточно широко распространены в окружающей природе (при своем процентном отношении как 7,5/92,5 [1, 4]). По оценкам экспертов один ТЯР электрической мощностью в 1000 МВт будет сжигать в своей активной зоне в год около 100 кг дейтерия D и 300 кг изотопа лития ${}^6\text{Li}$ [1]. Если предположить, что в 21-ом столетии

ТЯЭС всего мира будут производить примерно $5 \cdot 10^{20}$ Дж/год (половину будущих потребностей человечества в электроэнергии), то годовое потребление дейтерия D и изотопа лития ${}^6\text{Li}$ на них составит соответственно всего 1500 и 4500 т [1]. При таком мировом годовом потреблении дейтерия D и изотопа лития ${}^6\text{Li}$ на будущих ТЯЭС данных полезных ископаемых на планете Земля хватит на многие миллионы лет [1, 5].

6. Радиационная безопасность ТЯР и ТЯЭС.

Поддержание положительного баланса энергии в ТЯР типа «ТОКАМАК» требует постоянного и деликатного управления процессом «горения» плазмы, а также строго синхронизированной работы всех основных систем такого реактора. В ТЯР, построенном на основе установки-токамака, отказ в работе любой из его систем приводит либо к потере устойчивости в шнуре плазмы, либо к ее загрязнению примесями с последующим охлаждением плазмы и в конце концов к срыву ее «горения» [1]. В этой связи трудности в обеспечении устойчивого протекания в таких ТЯР процесса УТС играют положительную роль для безопасности самого ТЯР. При этом в любом типе конструкций ТЯР режим неконтролируемого нарастания его мощности исключается. Отступление в ТЯР от режима устойчивого протекания в его смеси легких ядер УТС в любую сторону незамедлительно приводит к срыву «горения» плазменного шнура и прекращению в нем ядерных реакций. Поэтому ТЯР с магнитным удержанием плазмы присуща внутренняя безопасность [1]. В процессе работы ТЯР в его активной зоне накапливаются радиоактивные элементы, которые могут представлять определенную радиационную опасность для обслуживающего его персонала, населения близлежащих вокруг ТЯЭС территорий и окружающей среды. Следует отметить, что используемое в ТЯР топливо в виде дейтерия D и изотопа лития ${}^6\text{Li}$ является не радиоактивным. Не радиоактивен и конечный продукт от УТС в ТЯР – гелий ${}^4\text{He}$. В ТЯР, использующем D–T ядерные реакции, основными источниками радиоактивности являются: во-первых, тритий T, который участвует в топливном цикле реактора; во-вторых, наведенная быстрыми высокоэнергетичными нейтронами, образующимися в процессе УТС в его камере, радиоактивность в конструкционных материалах реактора (особенно в стенке blankets камеры, контактирующей через магнитное поле с плазмой) [1, 5]. Для уменьшения искусственной радиоактивности стенки blankets для нее требуется выбирать специальные стойкие к нейтронной радиации материалы. Результаты проведенных исследований показывают, что в случае изготовления указанной стенки blankets из ванадий-титанового сплава или карбида кремния она (стенка) после остановки реактора теряет свою радиоактивность до уровня активности руды природного урана ${}_{92}^{238}\text{U}$ примерно за 30 лет [1]. Не следует забывать и о радиоактивных продуктах коррозии, присутствующих в жидком теплоносителе первого контура охлаждения корпуса реактора. По сравнению с ЯР деления тяжелых ядер, используемыми сейчас на мощных АЭС, ТЯР обладают значительно большей радиационной безопасностью [1, 5].

7. Разработка и создание международного термоядерного экспериментального реактора типа ИТЭР. В 1985 г. рядом ведущих стран мира (СССР, США, Францией, Великобританией, Японией и др.) был начат проект по разработке крупнейшего Между-

народного Термоядерного Экспериментального Реактора (ИТЭР) электрической мощностью до 1500 МВт [1, 25-27]. За основу такого ИТЭР ведущими учеными-ядерщиками мира и научно-административными руководителями этого международного проекта была принята глубоко усовершенствованная конструкция мощной термоядерной установки типа «ТОКАМАК» [1, 27]. ТЯР типа ИТЭР (в английской транскрипции типа ITER) планируется запустить в опытную эксплуатацию в 2025 г. [1, 25-27]. На рис. 15 приведен общий схематичный вид этого крупнейшего в мире ТЯР, использующего схему построения описанного в подразделе 2.1 глубоко усовершенствованного классического токамака [14, 27].

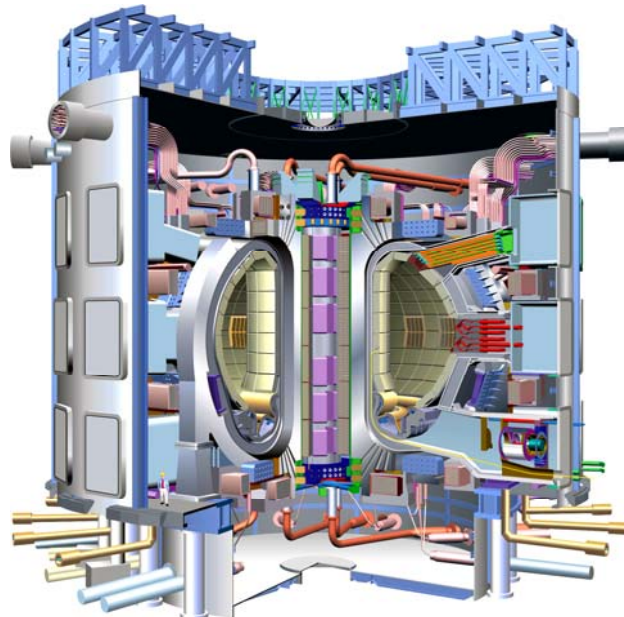


Рис. 15. Схематический объемный вид в разрезе Международного Термоядерного Экспериментального Реактора типа ИТЭР (International Thermonuclear Experimental Reactor – ITER), сооружаемого в настоящее время в рамках крупнейшего международного научно-технического проекта современности (стоимостью по состоянию на 2017 г. примерно в 15 миллиардов евро) на юге Франции (провинция Прованс) в исследовательском ядерном центре г. Кадараш (в 60 км от г. Марселя) [14, 27]

На рис. 16 изображен общий вид рабочей тороидальной камеры этого мощного экспериментального реактора-токамака [14, 27].

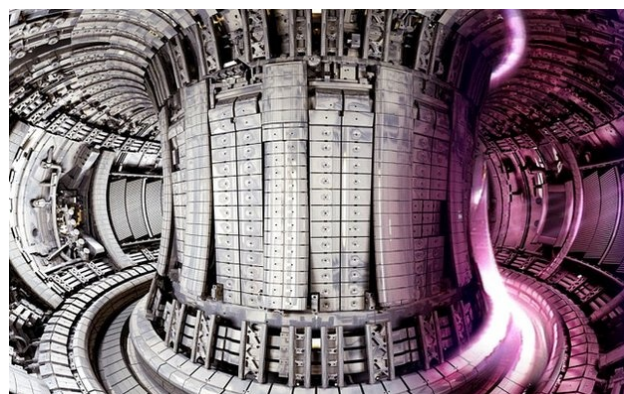


Рис. 16. Общий вид изнутри макета тороидальной вакуумной камеры с тугоплавким массивным blanketом строящегося во Франции крупногабаритного ТЯР типа ИТЭР [14, 27]

В состав ТЯР типа ИТЭР (ITER) будут входить следующие основные системы и устройства [26, 27]:

- магнитная система реактора, содержащая 18 сверхпроводящих катушек тороидального поля (проводники – Nb₃Sn; ток – 68 кА; индукция – 11,8 Тл; накопленная полевая энергия – 41 ГДж; масса – 6540 т; стоимость – 323 млн. евро), 6 сверхпроводящих катушек полоидального поля (проводники – NbTi; ток – 52 кА; индукция – 6 Тл; накопленная полевая энергия – 4 ГДж; масса – 2163 т; стоимость – 122 млн. евро) и центральный соленоид (проводники – Nb₃Sn; ток – 46 кА; индукция – 13 Тл; накопленная полевая энергия – 6,4 ГДж; масса – 974 т; стоимость – 135 млн. евро);

- вакуумная тороидальная камера с двойной стенкой (выполняется из нержавеющей стали, имеющей в американском сортаменте марку 316LN, а в российском – 03X16H15M3; большой радиус камеры – 6,2 м; малый радиус камеры – 2 м; высота камеры – до 11 м; объем полости камеры – до 1400 м³; масса – до 5000 т; для улавливания продуктов УТС и очистки плазмы от загрязнений камера снизу оснащена дивертором; для охлаждения камеры между ее стенками циркулирует дистиллированная вода; внутренняя стенка камеры для защиты от мощного теплового и нейтронного излучения оснащена бланкетом);

- бланкет вакуумной камеры для удобства в обслуживании содержит 440 кассет (три кассеты содержат изотоп лития ⁶Li для получения трития ³H), каждая из которых имеет обращенную к плазме съемную стенку из бериллия толщиной до 10 мм и медный корпус, упрочненный нержавеющей сталью (размеры каждой кассеты составляющей 1 × 1,5 м, а вес – до 4,6 т);

- электроно-циклотронный резонансный нагреватель плазмы типа ECRH (Electron Cyclotron Resonance Heating), предназначенный для первоначального разогрева смеси газов, поступающих в камеру; в качестве источников электромагнитной энергии применены 24 гиротрона каждый мощностью 1 МВт, рабочей частотой 170 ГГц и длительностью формируемого импульса до 500 с; для ввода энергии от гиротронов в камеру имеются специальные «окна», выполненные из поликристаллического искусственного алмаза (диаметр каждого алмазного диска толщиной 1,1 мм – 80 мм); выбор алмаза был обусловлен тем, что он прозрачен для СВЧ-излучения, прочен, радиационно стоек и обладает теплопроводностью в пять раз выше, чем у меди; через каждое алмазное «окно» камеры будет проходить мощность до 500 МВт/м²;

- ионно-циклотронный резонансный нагреватель плазмы типа ICRH (Ion Cyclotron Resonance Heating), предназначенный для разогрева ионов плазмы; в качестве источника ВЧ-излучения (с частотой до 55 МГц) используется мощный радиочастотный генератор на тетрадах, передающий через волноводы и антенны электромагнитную энергию в камеру ТЯР;

- инжектор нейтральных атомов, «выстреливающий» в плазменный шнур реактора мощный пучок из атомов дейтерия D, предварительно ионизированных фактически до своих ядер и ускоренных в циклотроне до кинетической энергии в 1 МэВ; перед подачей в камеру ТЯР ускоренные ядра дейтерия D деионизируются в ячейках, заполненных газом (здесь они захватывают электроны у молекул газа и рекомбинируют; после этих ячеек не успевшие рекомбинировать ядра

дейтерия D отклоняются магнитным полем и отводятся на специальные мишени для торможения); на реакторе ITER планируется установить два мощных инжектора нейтральных атомов (при суммарном потреблении ими электроэнергии в 55 МВт), каждый из которых способен вводить в горячую плазму вакуумной камеры реактора до 16 МВт тепловой энергии;

- криостат, являющийся самым большим по размерам устройством реактора (имеет оболочку из нержавеющей стали объемом 16000 м³, высоту 29,3 м, диаметр 28,6 м и массу 3850 т); криостат выполняет кроме чисто механических функций (опора для элементов реактора и их защита от повреждений) и термоизоляционную функцию, сводящуюся к роли вакуумного «термоса» и барьера между внутренней полостью ТЯР и внешней средой; криостат для снижения пагубного влияния на окружающую среду интенсивного нейтронного излучения реактора будет снаружи окружен «одеялом» из специального бетона толщиной 2 м, выполняющим роль биозащиты (Bioshield) ТЯР;

- топливная система, поставляющая в активную зону камеры реактора, имеющей критерий Лоусона $n_p \tau_p > 10^{20} \text{ м}^{-3} \cdot \text{с}$, смесь изотопов водорода – дейтерия D и трития T; в начале работы ТЯР эта смесь в газообразном состоянии с помощью системы впрыска под низким давлением поступает в откачанную камеру, где она нагревается, ионизируется и превращается в плазму; далее для ввода в плазменный шнур дополнительного дейтерий-тритиевого топлива используется «ледяная» пушка, импульсным образом выстреливающая в этот шнур под давлением со скоростью ~1000 м/с замороженные гранулы D–T смеси; в каждый текущий момент времени в камере реактора должно находиться не более 1 г указанного топлива;

- вакуумная система, предназначенная для вакуумирования полости камеры (давление в ней не должно превышать уровня 10⁻⁹ от нормального атмосферного давления) и иных элементов ТЯР (например, линий передач в камеру микроволнового электромагнитного излучения, систем инжекции в камеру мощных потоков нейтральных атомов и др.); планируется, что для вакуумной подготовки всех подсистем реактора подобной системе понадобится около 48 ч;

- криогенная система, служащая для охлаждения до сверхпроводящего состояния токонесущих частей магнитной системы реактора; состоит из азотного (обеспечивает тепловую нагрузку в 1300 кВт при температуре кипящего азота в 80 К) и гелиевого (обеспечивает тепловую нагрузку в 65 кВт при потребляемой мощности холодильных машин в 16 МВт) контуров; запас гелия в системе составляет 25 т, который хранится в жидком (при температуре 4 К) и газообразном (при температуре в 80 К) виде в специальных «танках»; общая длина криолиний равна ~3 км;

- система электропитания реактора, подключаемая ЛЭП длиной 1 км к французской промышленной сети напряжением 400 кВ; для внутренних нужд ТЯР подводимое сетевое напряжение понижается до 22 и 66 кВ; имеется две внутренние сети электропитания оборудования ТЯР: первая типа SSEN (Steady State Electrical Network) – сеть постоянной мощности (ее потребители не требуют «бросков» мощности; имеет четыре трансформатора при весе каждого в 90 т); вторая типа PPEN (Pulsed Power Electrical Network) – сеть

переменной мощности (ее потребители требуют огромной мощности в момент «зажигания» плазмы в тороидальной камере ТЯР; к ее потребителям относятся центральный соленоид магнитной системы реактора, системы циклотронного нагрева плазмы, системы управления и контроля ТЯР; в состав этой сети входят три трансформатора по 240 т весом каждый);

- водяная система охлаждения реактора, предназначенная для отвода избытка тепла от массивных стенок бланкета и дивертора камеры; по экспертным оценкам в момент зажигания термоядерной реакции в камере (при пике мощности в 1,1 ГВт) стенка бланкета будет нагреваться до 240 °С, а вольфрамовая стенка дивертора – до 2000 °С; эта система будет использоваться также при охлаждении радиочастотного нагревателя плазмы типа ICRH, криогенной системы и др.

В табл. 2 приведены выбранные в процессе многолетних разработок основные технические характеристики экспериментального ТЯР типа ITER [26, 27].

Таблица 2

Откорректированные в ходе выполнения работ основные технические характеристики сооружаемого во Франции в рамках международного проекта крупнейшего в мире ТЯР типа ITER [26, 27]

1	Полный радиус конструкции реактора, м	10,7
2	Высота конструкции реактора, м	30
3	Большой радиус вакуумной камеры, м	6,2
4	Малый радиус вакуумной камеры, м	2
5	Объем горячей плазмы в реакторе, м ³	837
6	Магнитная индукция в камере, Тл	5,3
7	Сила тока в плазменном шнуре, МА	15
8	Мощность внешнего нагрева плазмы, МВт	73
9	Средняя термоядерная мощность в импульсе за один рабочий цикл, МВт	500
10	Пиковая термоядерная мощность в импульсе за один рабочий цикл, МВт	1100
11	Кэффициент усиления мощности	10
12	Средняя температура горячей плазмы, К	150·10 ⁶
13	Продолжительность импульса в цикле, с	>400

Гигантизм сооружаемого ТЯР типа ITER подчеркивает его полный вес – около 23 тыс. т (для сравнения укажем, что вес Эйфелевой башни в г. Париже составляет примерно 7,3 тыс. т) [27, 28]. Данный реактор не является самым крупным по финансовым затратам международным проектом. Так, разработка, сооружение и поддержание в рабочем состоянии Международной космической станции (проект «МКС») обходится странам-донорам в полтора раза дороже, чем работы по проекту ITER с их ориентировочной стоимостью в 15 млрд. евро [27, 28]. Планируется, что первая фаза экспериментов на реакторе ITER должна завершиться удержанием в его камере горячей плазмы, нагретой до температуры в 150·10⁶ К, до 17 мин при параметре $Q \geq 10$ и выделяемой термоядерной мощности не менее 500 МВт [27]. Вторая фаза экспериментов на ITER должна завершиться непрерывным режимом работы этого токамака. Проект ITER должен продемонстрировать возможности УТС и помочь исследовать термоядерные технологии для их дальнейшего использования в мирных коммерческих целях. Результаты экспериментальных работ на ТЯР типа ITER должны привести специалистов к разработке промышленного ТЯР, способного работать на ТЯЭС.

8. Возможные перспективы при создании промышленного ТЯР, ТЯЭС и в развитии мировой термоядерной энергетики. Имеющиеся на сегодня критические оценки экспертов энергетического рынка указывают на то, что вопрос о рентабельности УТС в промышленных условиях является пока открытым [5]. Кроме того, имеются и более радикальные авторитетные мнения о возможном будущем термояда. Так, в 2006 г. академик РАН Трутнев Ю.А. (первый заместитель руководителя РФЯЦ-ВНИИЭФ, г. Саров), отвечая на вопрос о перспективах проблемы УТС, сказал следующее [29]: «... Я этой проблемой не занимаюсь и не верю в нее. Считаю, что все эти работы – это удовлетворение учеными своей лобознательности за счет государства. Исследования в области термояда сейчас продолжают, но я не верю, что термояд станет источником энергии даже в несколько отдаленном будущем». Ядерная энергетика, базирующаяся на реакциях деления тяжелых ядер медленными или быстрыми нейтронами, при всех ее недостатках является серьезной альтернативой термоядерной энергетике [1, 2]. Сторонники УТС полагают, что окончательной фазой экспериментальных работ на реакторе-токамаке типа ITER должна стать разработка прототипа промышленного реактора типа DEMO, на котором будет продемонстрирована практическая пригодность примененных в нем решений и конструкционных материалов. Наиболее оптимистичные прогнозы по времени завершения фазы работ на ТЯР типа DEMO – 2045 г. [5, 28]. Вслед за проектом DEMO может начаться и проектирование промышленного образца ТЯР. Предполагается, что первую в мире промышленную ТЯЭС могут создать к 2055 г. [5, 27]. Специалисты полагают, что ТЯЭС с электрической мощностью 1000 МВт в плане радиационной опасности будет эквивалентна реактору деления тяжелых ядер в природном уране ${}_{92}^{238}\text{U}$, содержащем на единицу веса до 0,71 % делящегося цепным образом тепловыми (медленными) нейтронами изотопа урана ${}_{92}^{235}\text{U}$ [4], мощностью 1 кВт (это типичный пример университетского исследовательского ЯР) [5, 11]. При всей своей привлекательности ТЯЭС вопрос об их промышленном применении прояснится в мире, наверное, лишь к середине 21-го века. К этому времени будут изучены еще не решенные проблемы из физики высокотемпературной плазмы токамаков и появятся неопровержимые опытные данные о возможности создания промышленного образца ТЯР, без которого невозможно понимание перспектив развития УТС, создания ТЯЭС и термоядерной энергетики в целом.

Выводы.

1. Из выполненного краткого научно-технического обзора по исследованиям в ведущих странах мира в области УТС, активно проводимых с 1950-х годов, и термоядерной энергетике отдаленного будущего следует, что УТС легких ядер (например, таких изотопов водорода как дейтерия D и трития T) является принципиально возможным в земных условиях. Можно констатировать, что по состоянию на конец 2017 г. ведущими странами мира проведен огромный комплекс ядерно-физических исследований в области УТС. Созданы и экспериментально исследованы различные конструкции ТЯР с магнитным и инерционным удержанием горячей плазмы. Достигнутые в экс-

периментальных ТЯР рекордные уровни температуры и времени удержания горячей плазмы в D–T смеси составили $300 \cdot 10^6$ К и 6 мин. При этом основной технической задачей во всем мире для физиков-ядерщиков и инженеров-энергетиков является разработка и создание промышленного образца ТЯР, который бы сумел экономическим образом конкурировать с известными человечеству иными мощными источниками энергии. На сегодня такой конструкции ТЯР в мире пока не существует. Для его разработки проводится комплекс поисковых экспериментальных работ, апогеем которых должен стать крупнейший в мире ТЯР-токамак типа ITER, сооружаемый сейчас в рамках международного проекта на юге Франции.

2. В ближайшей перспективе (возможно, к 2030 г.) специалисты могут получить на ТЯР (например, на том же токамаке типа ITER) его энергетический показатель $Q_f = 10$ (получаемая в реакторе термоядерная энергия в 10 раз превышает энергию, затрачиваемую на подготовку и удержание горячей плазмы). Несмотря на это достижение, первые промышленные образцы ТЯР будут намного дороже, чем урановые ЯР той же мощности (из-за более сложной своей конструкции, крупногабаритности, применения сверхпроводящих электромагнитов и более короткого срока своей службы). Поэтому в 21-ом столетии вряд ли они будут способны выиграть конкуренцию у ЯР, использующих реакции деления нейтронами тяжелых ядер изотопов урана ${}_{92}^{238}\text{U}$, плутония ${}_{94}^{244}\text{Pu}$ и тория ${}_{90}^{232}\text{Th}$.

3. На мой взгляд, как ученого-электрофизика, несмотря на столь скромные перспективы практического применения УТС в нынешнем столетии, человечество с учетом своего неуклонного развития в третьем тысячелетии и овладения новыми более высокими знаниями в фундаментальной науке и технике обязано в интересах прогресса настойчиво продолжать работы в области мирного освоения термоядерной энергии.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Велихов Е.П., Путвинский С.В. Термоядерная энергетика. Статус и роль в долгосрочной перспективе / Доклад от 22.10.1999 г., выполненный в рамках Energy Center of the World Federation of Scientists. Режим доступа: <http://thermonuclear.narod.ru/rev.html>.
2. Баранов М.И. Антология выдающихся достижений в науке и технике. Часть 44: Традиционная энергетика. Атомные электрические станции: ретроспектива, состояние и перспективы их развития // *Электротехника і електромеханіка*. – 2018. – №3. – С. 3-16. doi: 10.20998/2074-272X.2018.3.01.
3. Баранов М.И. Антология выдающихся достижений в науке и технике. Часть 32: Альтернативная энергетика: состояние и перспективы развития // *Электротехніка і електромеханіка*. – 2016. – №3. – С. 3-16. doi: 10.20998/2074-272X.2016.3.01.
4. Кузьмичев В.Е. Законы и формулы физики / Отв. ред. В.К. Тартаковский. – К.: Наукова думка, 1989. – 864 с.
5. https://ru.wikipedia.org/wiki/Управляемый_термоядерный_синтез.
6. <http://greensource.ru/vidy-jenergii/termojademaja-jenergija.html>.
7. Баранов М.И. Антология выдающихся достижений в науке и технике: Монография в 3-х томах. Том 1. – Х.: НТМТ, 2011. – 311 с.
8. Арцимович Л.А. Управляемые термоядерные реакции. – М.: Физматлит, 1961. – 467 с.
9. <https://www.popmech.ru/science/12621-zvezdy-na-zemle-termoyad/#>.
10. http://www.biblioatom.ru/founders/artsimovich_lev_andreevich.
11. http://reactors.narod.ru/pub/therm_nucl/therm_nucl.htm.

12. Бондаренко Б.Д. Роль О.А. Лаврентьева в постановке вопроса и инициировании исследований по управляемому термоядерному синтезу в СССР // *Успехи физических наук*. – 2001. – Т.171. – №8. – С. 886-894. doi: 10.3367/UFNr.0171.200108q.0886.
13. <http://www.atomic-energy.ru/news/2016/12/02/70677>.
14. http://lurkmore.to//Термоядерный_синтез.
15. Гончаров Г.А. К 50-летию начала исследований в СССР возможности создания термоядерного реактора // *Успехи физических наук*. – 2001. – Т.171. – №8. – С. 894-901. doi: 10.3367/UFNr.0171.200108r.0894.
16. Арцимович Л.А., Мирнов С.В., Стрелков В.С. Исследование омического нагревания плазмы на тороидальной установке «ТОКАМАК-3» // *Атомная энергия*. – 1964. – Т.17. – №3. – С. 170-176.
17. Храмов Ю.А. История физики. – Киев: Феникс, 2006. – 1176 с.
18. https://www.google.com.ua/search?q=ua/search?q=termojadernaya_elektrostanciya.
19. <https://geektimes.ru/post/167523>.
20. <https://lenta.ru/articles/2015/12/11/wendelstein7x/>.
21. Большой иллюстрированный словарь иностранных слов. – М.: Русские словари, 2004. – 957 с.
22. Баранов М.И. Антология выдающихся достижений в науке и технике: Монография в 3-х томах. Том 3. – Х.: ФЛП Панов А.Н., 2016. – 415 с.
23. <http://www.kipt.kharkov.ua>.
24. Юферов В.Б., Друй О.С., Скибенко Е.И., Холод Ю.В., Черный О.В., Ильичева В.О., Муфель Е.В., Рыбалко А.Н. Сверхпроводящие магнитные системы сложной формы и высокой плотности транспортного тока // *Электротехніка і електромеханіка*. – 2003. – №2. – С. 81-89.
25. <http://foraenergy.ru/termojadernaya-energetika>.
26. https://www.gazeta.ru/science/2011/09/05_a_3756341.shtml.
27. https://ru.wikipedia.org/wiki/Международный_экспериментальный_термоядерный_реактор.
28. <https://lenta.ru/articles/2014/05/28/iter/>.
29. Осадин Б.А. Токамафия: от дискредитации оппонентов до глобальной монополии // *История науки и техники*. – 2010. – №4. – С. 2-13.

REFERENCES

1. <http://thermonuclear.narod.ru/rev.html> (Velikhov E.P., Putvinskiy S.V. Thermonuclear power engineering. Status and role is in a long-term prospect. Lecture from 22.10.1999 y. in Energy Center of the World Federation of Scientists). (Rus).
2. Baranov M.I. An anthology of the distinguished achievements in science and technique. Part 44: Traditional power engineering. Nuclear power stations: retrospective view, state and prospects of their development. *Electrical engineering & electromechanics*, 2018, no.3, pp. 3-16. doi: 10.20998/2074-272X.2018.3.01.
3. Baranov M.I. An anthology of the distinguished achievements in science and technique. Part 32: Alternative energy: state and prospects of development. *Electrical engineering & electromechanics*, 2016, no.3, pp. 3-16. doi: 10.20998/2074-272X.2016.3.01.
4. Kuz'michev V.E. *Zakony i formuly fiziki* [Laws and formulas of physics]. Kiev, Naukova Dumka Publ., 1989. 864 p. (Rus).
5. Available at: https://en.wikipedia.org/wiki/Fusion_power (accessed 15 April 2017).
6. Available at: <http://greensource.ru/vidy-jenergii/termojademaja-jenergija.html> (accessed 22 May 2017). (Rus).
7. Baranov M.I. *Antologija vydaishchikhsia dostizhenii v nauke i tekhnike: Monografiia v 3-h tomakh. Tom 1*. [An anthology of outstanding achievements in science and technology: Monographs in 3 vols. Vol.1]. Kharkov, NTMT Publ., 2011. 311 p. (Rus).
8. Artsimovich L.A. *Upravlyaemye termoyadernye reaktsii* [Guided thermonuclear reactions]. Moscow, Fizmatlit Publ., 1961. 467 p. (Rus).
9. Available at: <https://www.popmech.ru/science/12621-zvezdy-na-zemle-termoyad/#> (accessed 08 October 2016). (Rus).

10. Available at: http://www.biblioatom.ru/founders/artsimovich_lev_andreevich (accessed 25 March 2017). (Rus).
11. http://reactors.narod.ru/pub/therm_nucl/therm_nucl.htm. (Rus).
12. Bondarenko B.D. Role played by O A Lavrent'ev in the formulation of the problem and the initiation of research into controlled nuclear fusion in the USSR. *Uspekhi Fizicheskikh Nauk*, 2001, vol.171, no.8, pp. 886-894. (Rus). doi: **10.3367/UFNr.0171.200108q.0886**.
13. Available at: <http://www.atomic-energy.ru/news/2016/12/02/70677> (accessed 06 February 2017). (Rus).
14. Available at: http://lurkmore.to/Термоядерный_синтез (accessed 13 April 2017). (Rus).
15. Goncharov G.A. The 50th anniversary of the beginning of research in the USSR on the potential creation of a nuclear fusion reactor. *Uspekhi Fizicheskikh Nauk*, 2001, vol.171, no.8, pp. 894-901. (Rus). doi: **10.3367/ufnr.0171.200108r.0894**.
16. Artsimovich L.A., Mironov S.V., Strelkov V.S. Research of the ohmic heating of plasma on the torus setting «ТОКАМАК-3». *Atomic energy*, 1964, vol.17, no.8, pp. 170-176. (Rus).
17. Khramov Yu.A. *Istoriia fiziki* [History of Physics]. Kiev, Feniks Publ., 2006. 1176 p. (Rus).
18. Available at: https://www.google.com.ua/search?q=ua/search?q=termojadernaya_elektrostanciya (accessed 15 May 2017). (Rus).
19. Available at: <https://geektimes.ru/post/167523> (accessed 28 June 2017). (Rus).
20. Available at: <https://lenta.ru/articles/2015/12/11/wendelstein7x/> (accessed 04 May 2017). (Rus).
21. *Bol'shoj iljustrirovannyj slovar' inostrannyh slov* [Large illustrated dictionary of foreign words]. Moscow, Russkie slovari Publ., 2004. 957 p. (Rus).
22. Baranov M.I. *Antologija vydajushhihsja dostizhenij v nauke i tehnike: Monografija v 3-h tomah. Tom 3* [An anthology of the distinguished achievements in science and technique: Monograph in 3 volumes. Volume 3]. Kharkiv, PhPB Panov A.N. Publ., 2016. 415 p. (Rus).
23. Available at: <http://www.kipt.kharkov.ua> (accessed 10 March 2017). (Rus).
24. Yuferov V.B., Druy O.S., Skibenko E.I., Kholod Yu.V., Chernyy O.V., Il'icheva V.O., Mufel' E.V., Rybalko A.N. Superconducting magnetic systems of difficult form and high-density of a transport current. *Electrical engineering & electro-mechanics*, 2003, no.2, pp.81-89. (Rus).
25. Available at: <http://foraenergy.ru/termoyadernaya-energetika> (accessed 09 September 2016). (Rus).
26. Available at: https://www.gazeta.ru/science/2011/09/05_a_3756341.shtml (accessed 19 October 2016). (Rus).
27. Available at: <https://en.wikipedia.org/wiki/ITER> (accessed 22 January 2017).
28. Available at: <https://lenta.ru/articles/2014/05/28/iter/> (accessed 29 April 2017). (Rus).
29. Osadin B.A. Tokamafia: from Bringing Opponents into Discredit to a Global Monopoly. *History of Science and Engineering*, 2010, no.4, pp. 2-13. (Rus).

Поступила (received) 06.03.2018

Баранов Михаил Иванович, д.т.н., гл.н.с.,
НИПКИ «Молния»
Национальный технический университет
«Харьковский политехнический институт»,
61013, Харьков, ул. Шевченко, 47,
тел/phone +38 057 7076841,
e-mail: baranovmi@kpi.kharkov.ua

M.I. Baranov

Scientific-&-Research Planning-&-Design Institute «Molniya»,
National Technical University «Kharkiv Polytechnic Institute»,
47, Shevchenko Str., Kharkiv, 61013, Ukraine.

An anthology of the distinguished achievements in science and technique. Part 46: Thermonuclear power engineering. Thermonuclear reactors and power plants: retrospective view of investigations of the controlled thermonuclear synthesis, their state-of-the-art and future.

Purpose. Preparation of brief scientific and technical review about the retrospective view of investigations, state-of-the art, problems and possible prospects of development in the world of thermonuclear power engineering. **Methodology.** Known scientific methods of collection, analysis and analytical treatment of the opened scientific and technical information of world level in area of the controlled thermonuclear synthesis (CTS) and thermonuclear power engineering, resulted in scientific monographs, journals and internet reports. **Results.** A brief analytical scientific and technical review is resulted about the retrospective view of researches, modern state, basic achievements, existent problems and possible prospects of development of thermonuclear power engineering in the leading countries of the world. Nuclear physical bases of process of flowing of CTS are resulted in mixture of light nuclei. Information is presented about the results of the initial and modern stages of world researches in area of CTS. Basic constructions and technical descriptions of thermonuclear reactors (TNR), utilizing the magnetic and inertia withholding of hot plasma are described. World progress is analyzed in area of development, creation and research of experimental TNR, being based on the systems of withholding of hot plasma in toroidal magnetic «traps» (options: tokamaks and stellarators) and inertia systems of laser-impulse technology of microscopic explosions of targets-capsules of thermonuclear fuel. Information is resulted about the basic types of thermonuclear fuel, which can be used in the duty cycles of TNR, and safety of TNR. The basic systems and devices of the largest in the world of experimental TNR-tokamak of ITER type (with a reference cost of EUR 15 billion and term of putting into an experimental operation in 2025), erected now within the framework of international project in France are described. Basic problems are indicated in area of CTS in experimental TNR and creations in the future of the thermonuclear power plants (TNPP). The important role of TNPP and thermonuclear power engineering is marked on the whole in providing of humanity in a long-term prospect electric energy. **Originality.** Certain systematization of the scientific and technical materials touching the problem of CTS of light nuclei and practical application in the peaceful aims of thermonuclear energy known from the sources opened in outer informative space is executed. It is shown on the basis of approach of the systems, that, in spite of row of existent technical problems in area of creation of industrial TNR and practical commercial capture thermonuclear energy, thermonuclear power engineering has an important value for providing in remote future electric energy of all of humanity. **Practical value.** Scientific popularization and deepening for the students of technical universities, engineering, technical and scientific workers, working in the power sector of economy, scientific and technical knowledge in area of CTS and thermonuclear power engineering, extending their scientific range of interests and further development of scientific and technical progress in society. References 29, figures 16, tables 2.

Key words: thermonuclear synthesis and reactor, thermonuclear power engineering, tokamak, stellarator, laser-impulse reactor, safety of thermonuclear reactor, thermonuclear power plant of the future, problems and possible prospects of development of world thermonuclear power engineering.