

НАУЧНАЯ СЕССИЯ ОБЩЕГО СОБРАНИЯ ЧЛЕНОВ РАН
“75 ЛЕТ АТОМНОЙ ОТРАСЛИ. ВКЛАД АКАДЕМИИ НАУК”

ПЕРСПЕКТИВЫ ТЕРМОЯДЕРНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ

© 2021 г. Е. П. Велихов^а, В. И. Ильгисонис^{б,*}

^а Национальный исследовательский центр “Курчатовский институт”, Москва, Россия

^б Государственная корпорация по атомной энергии “Росатом”, Москва, Россия

*E-mail: vilkie@gmail.com

Поступила в редакцию 14.01.2021 г.

После доработки 19.01.2021 г.

Принята к публикации 26.01.2021 г.

В работе обсуждаются возможные перспективы термоядерных исследований в первой половине XXI в. и их имплементации в практической сфере отечественной энергетики. Делается вывод о том, что термоядерные исследования способны выступать и уже выступают мощным драйвером научно-технологического прогресса, механизмом, стимулирующим развитие высокотехнологичных сегментов экономики страны, и возможным элементом ядерной энергетики будущего. Статья подготовлена по материалам доклада, представленного на Общем собрании членов РАН 8 декабря 2020 г.

Ключевые слова: ядерная энергетика, управляемый термоядерный синтез, токамак, тройное производство, ядерный реактор, термоядерный источник нейтронов, дивертор, бланкет, тритиевый топливный цикл.

DOI: 10.31857/S0869587321050248

Почти 70 лет системных исследований ведущих мировых стран в области управляемого термоядерного синтеза (УТС) с неизбежностью требуют подтверждения актуальности целей и доказательств продуктивности таких исследований. Мнения о том, что дорогостоящие исследования и разработки в области УТС бесперспективны, выбранные подходы неверны, а поставленные задачи нерешаемы и необоснованны регулярно по-

являются как в средствах массовой информации, так и в прогнозных оценках государственных и околосударственных структур. Эти мнения отнюдь не всегда исходят от дилетантов, их можно услышать и из уст профессионалов в области ядерной энергетики и физики плазмы [1]. При этом недооцениваются важнейший, как сегодня представляется, фактор технологического развития, необходимого для реализации термоядерных технологий, и существующие уже сейчас возможности их практического использования, а физические и технологические трудности, стоящие на пути реализации УТС, гипертрофируются. Этим и некоторым другим вопросам термоядерных исследований и посвящена настоящая статья. Предметом обсуждения будут исследования с использованием установок типа токамак — замкнутых систем магнитного удержания высокотемпературной плазмы, являющихся с 1970-х годов наиболее продвинутыми и эффективными. Наличие ряда предшествующих обзоров [2–4], описывающих состояние и перспективы УТС, оправдывает краткость изложения позиции авторов в настоящей статье.



ВЕЛИХОВ Евгений Павлович — академик РАН, почётный президент НИЦ “Курчатовский институт”. ИЛЬГИСОНИС Виктор Игоревич — доктор физико-математических наук, директор направления научно-технических исследований и разработок Госкорпорации “Росатом”.

МЫ БЫЛИ ПЕРВЫМИ

В условиях ограниченности ресурсов, выделяемых на научно-технологическое развитие, для

крупных корпораций или целых стран неизбежна постановка вопроса о выборе приоритетов, решаемого зачастую волевым образом или посредством лоббирования. К числу более или менее объективных критериев выбора таких приоритетов можно отнести следующие:

- наличие компетенций и серьёзных заделов в разработке направления развития (при их отсутствии трудно претендовать на достижение технологического лидерства);
- научно- и трудоёмкость направления (в отсутствие которых преимущество — на стороне малого и среднего бизнеса как более гибкого и оперативного);
- долговременность и стратегический характер реализации направления (без чего масштабные вложения в данное направление окажутся неоправданными);
- быстрое развитие смежных/побочных направлений (что позволяет оправдывать, хотя бы частично, вложения в ходе решения основной задачи, демонстрируя их продуктивность).

Более подробно позиция авторов о роли и месте прикладной науки изложена в статье [5]; здесь же отметим, что термоядерные исследования в России с использованием токамаков вполне соответствуют вышеуказанным критериям.

Не углубляясь в историю отечественных термоядерных исследований, неоднократно описанную с разной степенью детализации (см., например, [6, 7]), укажем на ключевые достижения мирового уровня, позволяющие обоснованно утверждать о наличии необходимых компетенций российских учёных в этой области.

1955 г. — сооружён тор с магнитным полем (ТМП — прообраз токамака);

1958 г. — запущена установка Т-1 — первый токамак из нержавеющей стали;

1959 г. — создан токамак Т-2 (содержит прогретую камеру и все базовые системы современных токамаков);

1962 г. — на токамаке ТМ-2 применены обмотки вертикального поля;

1968 г. — на конференции МАГАТЭ (г. Новосибирск) доложены результаты рекордных экспериментов на токамаке Т-3А (получена температура электронов $T_e \approx 1$ кэВ при энергетическом времени жизни $\tau_E \approx 20$ мс);

1973 г. — на токамаке Т-9 продемонстрированы преимущества вытянутого сечения плазмы, ранее предсказанные теоретически;

1975 г. — на токамаке Т-10 применение нового устройства электронного циклотронного нагрева — гиротрона — позволило впервые достичь термоядерной температуры $T_e \approx 9$ кэВ;

1976 г. — запущен токамак Т-12, на котором впервые получена диверторная¹ магнитная конфигурация и продемонстрирована стабилизация вертикальной неустойчивости плазмы;

1979 г. — запущен первый в мире токамак со сверхпроводящими обмотками магнитного поля Т-7; применён метод неиндукционного поддержания тока;

1988 г. — осуществлён физический пуск токамака Т-15 (оснащён магнитной системой с использованием передового сверхпроводника NbSn и системами мультимегаваттного дополнительного нагрева плазмы: 10 МВт гиротронами и 9 МВт инжекцией быстрых атомов).

К этим экспериментально проверенным достижениям, впоследствии взятым на вооружение во всём мире, следует добавить широко признанные теоретические разработки, лёгшие в основу современной теоретической физики высокотемпературной плазмы.

ЗА ЧТО БОРЕМСЯ

Главным целевым параметром, достижение требуемого значения которого обеспечит термоядерное “горение” с положительным энергобалансом дейтериево-тритиевой смеси², служит так называемое тройное произведение

$$nT\tau_E \geq 3.5 \times 10^{28} \text{ м}^{-3} \text{ К с}, \quad (1)$$

где n — концентрация, а T — температура ионов плазмы. При этом существенны и самостоятельные значения величин, входящих в тройное произведение, а именно следует обеспечить

$$n \geq 10^{20} \text{ м}^{-3}, \quad T \geq 10^8 \text{ К}, \quad \tau_E \geq 1 \text{ с}. \quad (2)$$

На практике важно добиться квазистационарной работы реактора, поэтому кроме параметров (1), (2) имеет значение ещё и длительность разряда.

Прогресс, достигнутый в результате многолетних исследований на токамаках, не следует недооценивать. Достижение всех необходимых для реализации УТС значений параметров (2) сегодня продемонстрировано экспериментально, но, к сожалению, в разных экспериментах (табл. 1). Полученные значения тройного произведения более чем в 1000 раз превышают данные середины 70-х годов прошлого века, когда стартовали первые крупные токамаки с дополнительным нагре-

¹ Дивертор — конструктивный элемент современного токамака или иного термоядерного устройства, обеспечивающий эффективный приём основных потоков частиц и энергии с периферии высокотемпературной плазмы.

² Сегодня УТС ориентирован преимущественно на реакцию между дейтерием и тритием. Другие возможности, в том числе так называемые безнейтронные реакции, могут быть реализованы при существенно более высоких значениях параметров (в первую очередь температуры) плазмы, пока недостижимых.

Таблица 1. Экспериментально полученные значения параметров плазмы в токамаках, отвечающие требованиям УТС

| Токамак | Страна | Год | Достижение |
|---------------|------------------|------------|--|
| TFTR | США | 1986 | тройное произведение = $1.74 \times 10^{28} \text{ м}^{-3} \text{ К с}$ температура = $2 \times 10^8 \text{ К}$ |
| Alcator C-Mod | США | 2016 | $n = 2 \times 10^{20} \text{ м}^{-3}$; давление плазмы = 2.05 атм тройное произведение = $0.8 \times 10^{28} \text{ м}^{-3} \text{ К с}$ |
| JT-60U | Япония | 2013 | температура = $5.2 \times 10^8 \text{ К}$ тройное произведение = $1.77 \times 10^{28} \text{ м}^{-3} \text{ К с}$ энергетическое время жизни = 1.1 с |
| TRIAM-1M | Япония | 2005 | стационарная работа 5 ч 16 мин |
| EAST | КНР | 2017 | длительность 17 мин, в Н-режиме* – 101.2 с |
| JET | Великобритания | 1996, 1998 | термоядерный выход мощностью 16.1 МВт длительность 20 с |
| KSTAR | Республика Корея | 2020 | энергетическое время жизни = 1 с температура = $5.2 \times 10^8 \text{ К}$ |

*Н-мода (от английского *High-mode*) – режим улучшенного удержания плазмы в токамаке (обычно – в токамаке с дивертором), характеризуемый повышенной (при том же энергокладе) температурой плазмы в центре токамака и довольно резким скачком температуры на его периферии (“транспортный барьер”).

вом плазмы³. На токамаках TFTR и JET в работе с дейтериево-тритиевой плазмой достоверно зарегистрировано протекание термоядерных реакций синтеза, причём на токамаке JET – с рекордным термоядерным тепловыделением [8], мощность которого оказалась сравнимой с мощностью, введённой в плазму (коэффициент выхода $Q = 0.67$; при $Q \geq 1$ можно говорить о положительном энерговыходе – так называемая точка безубыточности, breakeven). Также доказана возможность длительной работы токамака, правда, лишь в относительно “спокойных” режимах при значениях параметров плазмы, отличных от требуемых (2).

ЗАЧЕМ НУЖЕН ИТЭР

Общеизвестно, что повышение времени жизни плазмы можно обеспечить путём увеличения размеров токамака и величины магнитного поля. И то, и другое сопряжено с существенным удорожанием установки. Вот почему следующим шагом по проторённой “токамачей” дороге к овладению УТС было решено делать общими усилиями в рамках проекта международного термоядерного

экспериментального реактора ИТЭР, участниками которого в итоге стали страны Евросоюза, Индия, КНР, Республика Корея, Российская Федерация, США и Япония (всего 35 стран). Именно на реализацию проекта ИТЭР в последнее десятилетие были направлены основные усилия мирового термоядерного сообщества. При этом большинство участников вполне плодотворно использовали добытые общими усилиями при проектировании ИТЭРа знания и технические решения в своих национальных программах. Так, в соответствии с таблицей, лидерами сегодня следует признать сверхпроводящие токамаки: китайский EAST и корейский KSTAR; Япония совместно с ЕС завершает строительство нового сверхпроводящего токамака JT-60SA, намереваясь ввести его в строй уже к концу 2021 г., – на 4 года раньше планируемого срока получения первой плазмы в ИТЭРе. И наоборот, данные, получаемые в ходе исследований, выполняемых национальными командами, анализируются и учитываются в проекте ИТЭР. Отметим, что планируемые режимы работы ИТЭРа основаны на довольно консервативных представлениях и достаточно обоснованы предшествующими экспериментами [9]. Вместе с тем ИТЭР – это качественный скачок в токамакостроении. Для примера: объём плазмы ИТЭРа равен 840 м^3 , что более чем в 10 раз превосходит объём плазмы са-

³ Дополнительным называется нагрев плазмы за счёт внешних источников вводимых в плазму излучения или быстрых частиц – в отличие от омического (индукционного) нагрева плазмы токамака протекающим по плазме током.

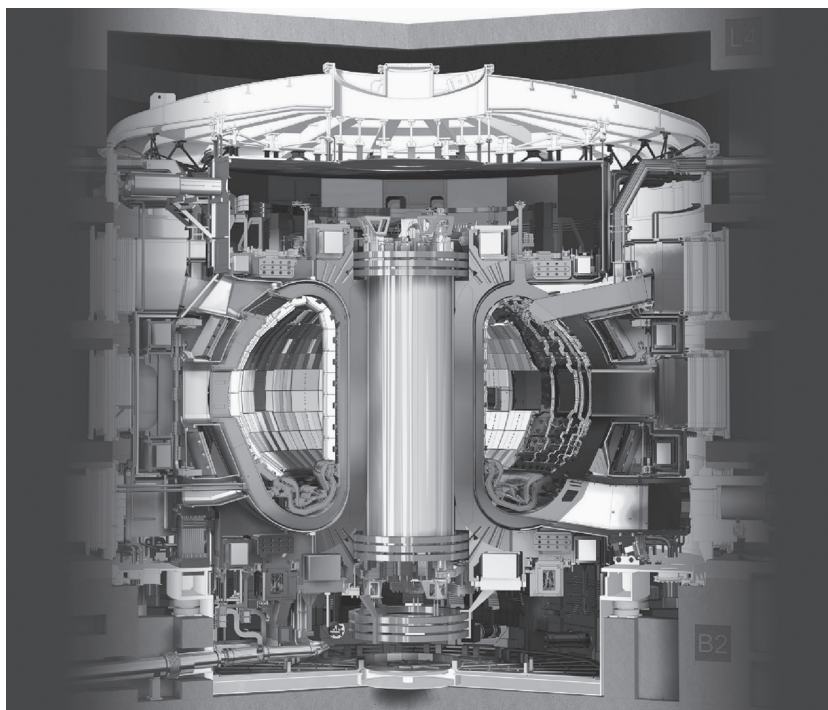


Рис. 1. Схема в разрезе токамака ИТЭР

Источник: <https://www.iter.org/mach>.

мого крупного из действующих токамаков — токамака JET.

Строительство и запуск ИТЭРа призваны продемонстрировать работоспособность идеологии, позволяющей создать на базе токамака термоядерный энергетический реактор. При этом сам ИТЭР таковым ещё не будет; его основная задача — подтвердить экспериментально возможность квазистационарного (длительностью до ~50 мин) режима термоядерного горения с выделением термоядерной энергии, в 5 раз превышающей энергию, вкладываемую в плазму ($Q = 5$); при этом предполагается неиндукционное поддержание тока в течение разряда. С использованием дополнительного нагрева мощностью 50 МВт предполагается получить 500 МВт термоядерной мощности ($Q = 10$) при индуктивном поддержании тока в течение 400 с. Основной задачей экспериментов на ИТЭРе будут отработка и испытание важнейших технологий и компонентов реактора.

Необходимо отметить, что, несмотря на “консервативный” характер планируемых режимов ИТЭРа, целый ряд технологических решений будет опробован впервые; это относится, например, к испытаниям модулей бланкета для наработки трития. Принципиально важной станет проверка концепции использования вольфрама в качестве материала для диверторных пластин — как самого тугоплавкого металла — в условиях ожидаемых на

ИТЭРе огромных потоков энергии. Напомним, что наилучшие режимы удержания плазмы получены сегодня при использовании покрытий с низким зарядовым числом атомов в составе покрытия — углерода и бериллия; в ИТЭРе этими материалами будет покрыта первая (обращённая к плазме) стенка вакуумной камеры. Вопрос о том, будут ли и в каком количестве ионы вольфрама поступать в основную плазму, снижая её температуру за счёт излучения, может быть окончательно решён только в ходе экспериментов на ИТЭРе.

Начиная с 2016 г. проект ИТЭР развивается вполне успешно, выполнено более 70% объёма работ, необходимых для получения первой плазмы. В августе 2020 г. Международная организация ИТЭР официально объявила о начале сборки на площадке в Сен-Поль-Ле-Дюранс (Франция) собственно токамака (рис. 1). Это событие стало предметом пристального внимания со стороны масс-медиа и заслужило ряд приветственных обращений высшего политического руководства стран — участников проекта. Отметим, что в случае соблюдения действующего ныне графика строительства, выполнения всеми сторонами своих обязательств и преодоления последствий пандемии 2020–2021 гг. первая плазма в токамаке ИТЭР будет получена в 2025–2026 гг., а на реальный режим работы на дейтериево-тритиевой смеси токамак выйдет не ранее 2035 г.

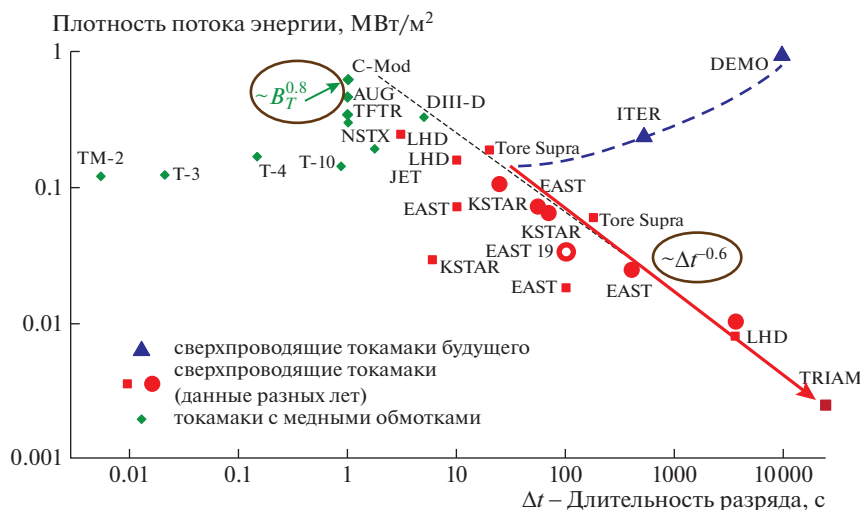


Рис. 2. Данные экспериментов на токамаках на плоскости “длительность разряда – плотность потока энергии на стенку” [11]

ТОКАМАК СЕГОДНЯ – ЧТО НЕ ТАК?

С учётом накопленного за прошедшие десятилетия опыта проведения термоядерных исследований естественно задаться вопросом: можно ли указать основные научно-технические и/или инженерные проблемы, препятствующие скорейшему достижению необходимых для УТС значений (2) параметров плазмы и созданию термоядерного реактора-токамака? По мнению авторов, основные проблемы вполне понятны и могут быть поименованы.

Во-первых, это колоссальная технологическая сложность самого устройства, которая особенно ясно проявилась в проекте ИТЭР. 50 лет назад токамаки победили в соревновании различных систем для удержания плазмы, во многом благодаря своей идейной простоте. Протекающий по плазме токамака электрический ток в тороидальном магнитном поле обеспечивает как формирование итоговой магнитной конфигурации, являющейся идеальной ловушкой для удержания частиц плазмы, так и нагрев этой плазмы. Однако для длительного устойчивого удержания плазмы термоядерных параметров требуется множество инженерных систем, создание которых находится на пределе имеющихся технологических возможностей. Так, например, стационарность требует сверхпроводимости магнитных обмоток; при этом на стенку камеры и в дивертор идут колоссальные потоки тепла. Понятно, насколько серьёзными должны быть инженерные решения, обеспечивающие такое соседство. Другой пример связан с необходимостью создания мощных источников высокоэнергичных нейтральных атомов – речь идёт о нескольких мегаваттах мощности при энергии в сотни и даже тысячи килоэлектрон-

вольт (в ИТЭРе два таких источника суммарной мощностью 33 МВт должны выдавать потоки МэВных⁴ частиц в течение часа; ранее таких источников просто не существовало!).

Во-вторых, это достаточно очевидная проблема длительного поддержания тока. Униполярный электрический ток, наводимый в тороидальной плазме при помощи индуктора, не может существовать вечно (с электротехнической точки зрения токамак представляет собой трансформатор с одновитковой вторичной обмоткой – плазмой). Сегодня предложено и экспериментально проверено несколько способов неиндукционного поддержания тока, среди которых уже упомянутая инжекция пучков быстрых нейтральных атомов. Можно использовать и ввод обладающих компонентой импульса в тороидальном направлении электромагнитных волн различного диапазона: электронного циклотронного, нижнегибридного, а также свистового (волны-геликоны). Весьма интересен и крайне важен так называемый бутстрэп-эффект (bootstrap), заключающийся в формировании анизотропной функции распределения заряженных частиц неоднородной плазмы в магнитной конфигурации токамака (эффект связан с тороидальной геометрией токамака и в цилиндре отсутствует). Доказанная в экспериментах возможность обеспечить более 80% тока за счёт бутстрэп-эффекта [10] при наличии эффективных средств нагрева плазмы фактически выводит задачу поддержания тока из числа критических проблем УТС. Точно так же большинство физических вопросов, казавшихся непреодоли-

⁴ 1 мегаэлектронвольт (МэВ) $\approx 1.60 \times 10^{-9}$ эрг $\approx 1.60 \times 10^{-16}$ Дж, что, по формуле Эйнштейна, составляет примерно одну промилле атомной единицы массы.

мыми на начальном этапе работ по УТС, таких как управление равновесием, многочисленные неустойчивости, аномальные процессы переноса, сегодня решены на практическом уровне.

В конечном счёте наиболее принципиальной сегодня можно считать задачу устранения негативного воздействия стенки, ограничивающей разряд, и других взаимодействующих с плазмой элементов. Проблема взаимодействия плазма–стенка для УТС двоякая. С одной стороны, это вопрос стойкости материала, который, бомбардируемый выходящими из плазмы потоками частиц и излучения, охрупчивается, накапливает структурные дефекты (особенно под воздействием нейтронов), растрескивается, иногда плавится и/или распыляется. Экстремально высокий уровень тепловой нагрузки ($\sim 2\text{--}3$ МВт/м² на первую стенку и внутрикамерные элементы, ~ 10 МВт/м² на пластины дивертора или лимитера) требует, по сути, разработки и синтеза принципиально новых термостойких конструкционных и функциональных материалов. С другой стороны, существует обратное влияние на плазму. Выбываемые из стенки примесные атомы и молекулы поступают и могут накапливаться в плазме, приводя к дополнительным потерям на излучение, диссипации тока и даже деградации разряда. Накопление примесей вблизи стенки (продуктов её эрозии) увязывают с сокращением длительности разряда. Кроме того, стенка может довольно эффективно абсорбировать изотопы водорода, служащие термоядерным горючим.

На рисунке 2, заимствованном из работы [11], экспериментальные режимы имеющихся токамаков отмечены точками на плоскости “длительность разряда – плотность потока энергии на стенку”. Отчётливо видно, что для сверхпроводящих систем повышение длительности разряда пока удаётся совмещать только со снижением нагрузки на стенку. Имеются представления, что нагрузка ограничена электрическими пробоями плазменного слоя, поэтому причиной снижения продолжительности разряда Δt с ростом нагрузки может быть постепенное накопление продуктов эрозии в зонах контакта плазмы с первой стенкой токамака, способствующее таким пробоям.

Возможности довольно кардинального решения задачи плазма–стенка просматриваются уже сегодня. Одна из них заключается в использовании жидкого лития как материала с низким зарядовым числом в промежуточном слое между плазмой и стенкой или пластинами дивертора. При этом возможные функции такого литиевого слоя могут несколько различаться.

Струя циркулирующего лития может стать приёмником потока тепла, приходящего на диверторные пластины, а также поглотителем продуктов эрозии, гелия и “избыточного топлива”.

Литий должен собираться специальными литиев-сборниками и очищаться от абсорбированных продуктов – но уже вне камеры. Извлечённые изотопы водорода направляются в систему подачи топлива. Кроме того, часть принимаемой литиевым слоем энергии может высвечиваться в виде ультрафиолетового излучения, снижая температуру пристеночной плазмы и способствуя более равномерному распределению тепловой нагрузки по стенке камеры [11]. Большие объёмы циркулирующего лития и его проникновение в основную плазму – вот основные трудности на пути реализации этого подхода.

Можно ли обеспечить относительно быстрое ламинарное течение тонкого слоя жидкого лития по металлической пластине, полностью поглощающего попадающие в него частицы плазмы (так называемый случай нулевого рециклинга)? Будет ли при этом автоматически достигаться улучшение удержания плазмы в основном объёме реактора и, как следствие, повышение температуры? Ключевая идея, лежащая в основе этого подхода, заключается в том, что для получения и удержания высокотемпературной плазмы гораздо проще предотвратить теплопроводностное охлаждение её границы, поглощая уходящие частицы и запрещая обратный “холодный” поток в плазму, чем увеличивать мощность нагрева и бороться с растущими потерями за счёт турбулентной теплопроводности при наличии контакта плазмы с холодной стенкой. Продуктивность этой концепции [12] и иных возможностей использования лития требует детальной экспериментальной проверки.

Дальнейшая экстраполяция этой концепции заключается в полном отказе от стенки, ограждающей плазменный объём. Речь идёт о проработке возможности сооружения магнитного термоядерного реактора в космосе на околоземной орбите. Такой подход имеет ряд потенциальных преимуществ (включая гарантированную реализацию нулевого рециклинга), хотя и представляется труднореализуемым. При этом магнитная конфигурация термоядерного реактора космического базирования может и должна быть предметом оптимизации, в том числе по параметрам (таким как вес, присутствие дополнительных систем, простота монтажа и пр.), малосущественным для стандартного токамака, но крайне важным для объекта в космосе. Поэтому реализацию этого направления следовало бы начать с глубокой концептуальной проработки и маломасштабных космических экспериментов. Следует отметить, что идеи космического размещения энергетического реактора обсуждались ещё в 1970-х годах. Целесообразность их рассмотрения в настоящий момент оправдывается качественно иным достигнутым уровнем развития космонавтики, с одной стороны, и прогрессом в термоядерных технологиях и в

понимании физики термоядерной плазмы, с другой стороны, что переводит эти идеи из области гипотез в сферу проектов, доступных для воплощения в жизнь за обозримое время, хотя они и не имеют пока достаточно сторонников для серьёзной проработки.

ГИБРИДНЫЕ РЕАКТОРЫ И ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

Идеология “чистого” термоядерного синтеза никогда не была в России единственной. Практически с момента начала работ над УТС высказывались идеи об использовании термоядерных нейтронов для производства делящихся изотопов как основы ядерного топлива для АЭС или боеприпасов. В своих воспоминаниях, относящихся к 1951 г., А.Д. Сахаров пишет: “Важное моё предложение об использовании нейтронов термоядерного реактора для целей бридинга — т.е. для производства при захвате нейтронов урана-233 из тория-232 и плутония-239 из природного урана-238 — вероятно, было сформулировано несколько позже приезда комиссии. Так как выделение энергии на один акт реакции при процессе деления гораздо больше, чем при процессе синтеза, экономические и технические возможности такого комбинированного двухступенчатого производства энергии оказываются выше, чем при получении энергии непосредственно в термоядерном реакторе. Делящиеся материалы производятся при этом в МТР⁵ и затем сжигаются в атомных реакторах сравнительно простой конструкции, более простых, чем реакторы на быстрых нейтронах, в которых к тому же накопление делящихся материалов происходит сравнительно медленно” [13, с. 201].

Сегодня при анализе так называемого гибридного подхода, сочетающего термоядерный источник нейтронов (ТИН) и окружающий его бланкет с сырьевым материалом или отработавшим ядерным топливом (ОЯТ), гибридный реактор рассматривают в двух возможных ипостасях: как наработчик топлива для традиционных реакторов деления, используемых на существующих или планируемых АЭС, и как высокоэффективный дожигатель минорных (младших) актинидов, накапливающихся в результате работы ядерных реакторов.

Главное преимущество гибридного реактора по сравнению с любой другой ядерной установкой, обеспечивающей конверсию сырьевых изотопов в делящиеся и/или переработку миноров, заключается в использовании термоядерных нейтронов высокой энергии, что позволяет в несколько раз увеличить интенсивность процессов

наработки новых делящихся изотопов из сырьевых или переработки ОЯТ при одинаковой мощности установок. Это важнейшее качество приводит к тому, что присутствие гибридных термоядерных реакторов в структуре ядерной энергетической системы можно ограничить небольшой долей (менее 10–15%) и при этом в полном объёме решить проблему обеспечения топливом. Реакторы деления, составляющие основу существующей атомной энергетики, будут обеспечены делящимися изотопами, произведёнными в гибридных реакторах. Существенно, что бланкет гибридного реактора работает в подкритическом режиме с внешним источником нейтронов, что исключает последствия запроектных аварий с изменением мощности (реактивностные аварии) и с захолаживанием теплоносителя без срабатывания систем защиты.

Оценки показывают, что наибольший эффект в продвижении интегрированной (синтез–деление) технологии топливного цикла реализуется при ориентации на уран–ториевый топливный цикл, к числу преимуществ которого принято относить следующие. Уран-233 — делящийся изотоп, получаемый из природного тория, наиболее привлекателен для реакторов на тепловых нейтронах. Запасы тория-232 в природе в 3–4 раза больше в сравнении с природным ураном. При добыче тория радиационные нагрузки на окружающую среду принципиально меньше по сравнению с аналогичными, существующими при добыче природного урана. Облучение урана-233 в реакторе не сопровождается накоплением трансурановых актинидов, и проблема трансмутации минорных актинидов с целью создания условий экологической приемлемости современного уран–плутониевого цикла практически устраняется. Вместе с тем, хотя возможность использования ториевого цикла была известна и обсуждалась ещё на заре становления ядерной энергетики, исторически сделанный выбор в пользу уран–плутониевого цикла нельзя сбрасывать со счетов, равно как и определённые трудности, связанные с реализацией ториевого цикла.

Варианты продвижения гибридной концепции [14–17] с целью перехода к “зелёной” ядерной энергетике достаточно проработаны; известны и контраргументы [18], количественные ответы на которые могут быть получены посредством проведения соответствующих исследований. В любом случае эту концепцию следует рассматривать в увязке с экономикой и ключевыми проблемами атомной энергетики по обеспечению её устойчивого развития и замыкания топливного цикла.

Особенность настоящего момента заключается в том, что современный уровень знаний и имеющиеся наработки в области УТС достаточны для

⁵ Магнитный термоядерный реактор (МТР — принятая в то время аббревиатура).

создания ТИН, требования к параметрам плазмы и конструкционным материалам в котором заметно ниже, чем для энергетического реактора, и возможность удовлетворения которых уже подтверждена экспериментально. Помимо создания ТИНа также необходимы обеспечивающие работы, подтверждающие работоспособность элементов blankets, технологии подготовки/очистки/переработки его топливной композиции, технологии наработки трития.

В НАЦИОНАЛЬНЫХ ИНТЕРЕСАХ

Парадоксом постсоветского периода в области термоядерной науки и техники стало участие Российской Федерации в крупнейшем научно-техническом проекте современности – разработке и строительстве международного токамака-реактора ИТЭР – в отсутствие собственной национальной программы развития термоядерных исследований.

В соответствии с заключёнными для реализации проекта ИТЭР международными соглашениями каждый партнёр, в том числе Российская Федерация, имеет право на получение безвозмездных лицензий на использование технологий, созданных в рамках проекта ИТЭР для собственных (национальных) целей. Поэтому все участники проекта ИТЭР (кроме России) имеют собственные национальные программы и проекты, финансируемые на уровне, превышающем вклады этих стран в проект ИТЭР. Такие национальные программы необходимы, кроме всего прочего, для освоения и использования полученных при строительстве и последующей эксплуатации ИТЭРа результатов и технологий.

В начале 2016 г. на обращение президента НИЦ “Курчатовский институт” М.В. Ковальчука к главе государства было дано поручение подготовить национальную программу развития управляемого термоядерного синтеза и плазменных технологий. Сегодня элементы этой программы образовали федеральный проект “Термоядерные и плазменные технологии” в составе комплексной программы “Развитие техники, технологий и научных исследований в области использования атомной энергии в Российской Федерации на период до 2024 года”, разработанной Госкорпорацией “Росатом” в соответствии с Указом Президента РФ от 16.04.2020 № 270. Реализация комплексной программы начинается в 2021 г.

Средства федерального бюджета, выделяемые на осуществление данного федерального проекта (ФП), фактически будут единственным источником системного финансирования отечественных исследований в области УТС в ближайшие четыре года. Заметим, что наряду с описанными выше базовыми термоядерными технологиями (а техно-

логии ввода энергии и частиц в плазму, защиты первой стенки, а также системные исследования по фундаментальным вопросам равновесия, устойчивости, процессов переноса, управления разрядом применительно к высокотемпературной плазме в режиме термоядерного горения являются универсальными и необходимыми для любых термоядерных устройств) и технологиями гибридного реактора (где на передний план выходят вопросы работоспособности элементов blankets, нейтронной стойкости материалов и обоснование топливного цикла) в рамках ФП предполагается развитие инновационных плазменных технологий, способных продемонстрировать возможность планового внедрения выполняемых разработок и их востребованность нынешним промышленным комплексом страны. Здесь речь идёт о создании плазменных ракетных двигателей нового поколения, мощных источников электромагнитного излучения различного спектрального диапазона и назначения, источников интенсивных атомарных и ионных пучков для различных применений и других образцов новой техники. Кроме того, при взаимодействии с МАГАТЭ с учётом проведённых научно-исследовательских работ будет создана основа нормативной базы, регламентирующей полный жизненный цикл термоядерных и гибридных систем, работающих в нейтронных режимах, а также соответствующая мировому уровню система информационного и проектного обмена между участниками проекта и укреплена база для систематической подготовки кадров в области термоядерных исследований.

* * *

Подводя итог, следует отметить, что перспективы развития термоядерных исследований как в нашей стране, так и во всём мире тесным образом связаны с тем, в какой мере человечество намерено следовать идеям минимизации негативного воздействия на окружающую среду, сокращения выбросов углекислого и иных парниковых газов, накопления вредных отходов и т.п. Можно только присоединиться к часто цитируемым словам одного из первых руководителей термоядерных исследований в нашей стране академика Л.А. Арцимовича: “Эта проблема (проблема УТС. – Прим. авторов) обязательно будет решена, когда термоядерная энергия будет совершенно необходима человечеству, потому что принципиальных затруднений на этом пути, по-видимому, нет”.

За прошедшие десятилетия принципиальных затруднений (то есть запретов со стороны физической науки) проведённые исследования действительно не выявили. Более того, большинство казавшихся непосильными трудностей были успешно преодолены усилиями учёных и инженеров. Вместе с тем, хотя очевидной потребности

в термоядерной энергетике, в том числе потребности экономической, в настоящее время не существует ни в виде самостоятельного компонента, ни в паре с традиционной ядерной энергетикой, несмотря на прогнозируемые достоинства такого симбиоза, задача научных и инженерных исследований в области УТС заключается в необходимости сохранения профессиональных компетенций и обеспечения должной степени технологической готовности к возникновению такой потребности. Передовые научные достижения в конечном счёте формируют новые рынки, а не расширяют продажи на рынках существующих. С этой точки зрения крайне важно, что термоядерные исследования ведутся на пределе имеющихся технологических возможностей, выступая уже сегодня технологическим драйвером развития наукоёмких отраслей промышленности.

БЛАГОДАРНОСТИ

Выражаем признательность всем коллегам по “термоядерному цеху”, в первую очередь членам НТС-6 Госкорпорации “Росатом”, сотрудникам НИЦ “Курчатовский институт”, отраслевых институтов “Росатома” и институтов РАН, работа которых позволила сформировать федеральный проект “Термоядерные и плазменные технологии” и обеспечить безусловное выполнение запланированных в нём мероприятий. Отдельная признательность одного из авторов (В.И.И.) – С.В. Мирнову и Л.Н. Химченко за полезные обсуждения.

ЛИТЕРАТУРА

1. *Jassby D.* Fusion confusion. <https://beyondnuclearinternational.org/2019/05/12/fusion-confusion/>
2. *Мирнов С.В.* Токамаки: триумф или поражение? // *Природа*. 1999. № 11. С. 10–22; № 12. С. 26–37.
3. *Велихов Е.П., Смирнов В.П.* Состояние исследований и перспективы термоядерной энергетике // *Вестник РАН*. 2006. № 5. С. 419–426.
4. *Стрелков В.С.* Термоядерная энергетика: 60 лет исследований. Что дальше? // *Вопросы атомной науки и техники. Серия “Термоядерный синтез”*. 2016. № 1. С. 5–14.
5. *Ильгисонис В.И.* Ключи к дверям будущего: отраслевая наука как фундамент национальной безопасности // *Вестник Атомпрома*. 2020. № 1. С. 54–61.
6. *Шафранов В.Д.* Первый период истории термоядерных исследований в Курчатовском институте // *УФН*. 2001. № 8. С. 877–886.
7. *Ильгисонис В.И.* Классические задачи физики горячей плазмы. М.: Изд. дом МЭИ, 2015.
8. *Keilhacker M., Gibson A., Gormezano C., Rebut P.H.* The scientific success of JET // *Nucl. Fusion*. 2001. V. 41. № 12. P. 1925–1966.
9. *Progress in the ITER Physics Basis / Ed. K. Ikeda // Nucl. Fusion*. 2007. V. 47. № 6.
10. *Politzer P.A.* The Bootstrap Current and Neutral Beam Current Drive in DIII-D // *Fusion Science and Technology*. 2005. V. 48. № 2. P. 1170–1177.
11. *Mirnov S.V.* Tokamak evolution and view to future // *Nucl. Fusion*. 2019. V. 59. № 1. P. 015001.
12. *Захаров Л.Е.* Виталий Д. Шафранов и необходимые условия для термоядерного синтеза // *Физика плазмы*. 2019. № 12. С. 1059–1064.
13. *Сахаров А.Д.* Воспоминания. В 2-х томах. Т. 1 / Редакторы-составители Е. Холмогорова, Ю. Шиханович. М.: Права человека, 1996.
14. *Велихов Е.П., Азизов Э.А., Алексеев П.Н. и др.* Концепция “зелёной” ядерной энергетике // *ВАНТ. Серия “Термоядерный синтез”*. 2013. № 1. С. 5–16.
15. *Велихов Е.П., Ковальчук М.В., Азизов Э.А. и др.* Гибридный термоядерный реактор для производства ядерного горючего с минимальным радиоактивным загрязнением топливного цикла // *ВАНТ. Серия “Термоядерный синтез”*. 2014. № 4. С. 5–12.
16. *Велихов Е.П., Ковальчук М.В., Ильгисонис В.И. и др.* Ядерная энергетическая система с реакторами деления и синтеза – стратегический ориентир развития отрасли // *ВАНТ. Серия “Термоядерный синтез”*. 2017. № 4. С. 5–13.
17. *Велихов Е.П., Ковальчук М.В., Ильгисонис В.И. и др.* Эволюционное развитие атомной энергетике в направлении крупномасштабной ядерной энергетической системы с реакторами деления и синтеза // *Энергетическая политика*. 2017. № 3. С. 12–20.
18. *Орлов В.В., Пономарёв Л.И.* Ядерные проблемы термоядерной энергетике // *Атомная энергия*. 2018. № 2. С. 105–113.