

УДК: 621.039

DOI: 10.53403/9785951505378\_2023\_194

## Перспективы использования термоядерных источников нейтронов в РФ

**С. С. Ананьев, А. В. Голубева, Б. В. Кутеев**

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ananyev\_SS@nrcki.ru

*С 2021 г. в России реализуется комплексная программа Госкорпорации «Росатом» «Развитие техники, технологий и научных исследований в области использования атомной энергии в Российской Федерации на период до 2030 года». Один из пяти федеральных проектов в рамках этой программы – Федеральный проект ФП-3 «Разработка технологий управляемого термоядерного синтеза и инновационных плазменных технологий». Функции научного руководителя проекта закреплены за НИЦ «Курчатовский институт». В рамках ФП-3 должна быть разработана концепция гибридной реакторной установки, объединяющей термоядерные и ядерные технологии. Ее сооружение предполагается завершить к 2035 г. В гибридной реакторной установке термоядерная реакция синтеза дейтерия и трития формирует интенсивный источник термоядерных нейтронов, управляющий реакциями деления ядер тяжелых элементов – актинидов. В установке планируется реализовать наработку топливных нуклидов для ядерного топливного цикла, а также генерацию тепловой и электрической энергии.*

*В данной работе обсуждаются перспективы применения, функции и параметры термоядерных источников нейтронов, планируемых к использованию в атомной энергетике Российской Федерации, а также стратегия развития гибридных систем синтез – деление и перспективы их внедрения с целью расширения топливной базы и переработки высокоактивных отходов ядерной энергетики.*

### Введение

Интенсивное развитие направлений магнитного и затем инерционного удержания плазмы привело к формированию лидирующих концепций термоядерных реакторов (ТЯР) и достижению значительных успехов как в физике удержания, так и в увеличении достигаемых целевых параметров систем. Для создания энергетического реактора наиболее перспективной оказалась замкнутая магнитная конфигурация – токамак [1, 2]. Прошрое столетие завершилось не только успешной демонстрацией управляемой термоядерной реакции с использованием дейтерий-тритиевой топливной смеси на токамаках

и активным развитием международного проекта реактора ИТЭР (International Thermonuclear Experimental Reactor), но и практически полной остановкой работ по созданию новых токамаков в России. Отсутствие современных физических установок мирового уровня с «новой физикой» в России и связанная с этим стагнация в области физики плазмы и управляемого термоядерного синтеза (УТС) заставили существенно пересмотреть подход к дальнейшей стратегии развития в области УТС и применения термоядерных нейтронов [1, 2].

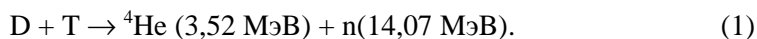
С началом XXI века в России начал формироваться новый подход, в котором УТС предполагалось развивать совместно с учетом возможных синергетических эффектов с атомной энергетикой. Работа комиссий и подготовка законопроектов завершились в 2021 г. Одновременно начала реализовываться комплексная программа ГК «Росатом» «Развитие техники, технологий и научных исследований в области использования атомной энергии в Российской Федерации на период до 2030 года» (далее – Программа РТГН). В программу вошли пять федеральных проектов по научно-техническим направлениям, определенным Указом Президента Российской Федерации от 16 апреля 2020 г. № 270. Один из этих проектов – Федеральный проект ФП-3 «Разработка технологий управляемого термоядерного синтеза и инновационных плазменных технологий» [3]. Исследования в области физики взаимодействия изотопов водорода с конструкционными материалами связывают с реакцией термоядерного синтеза, в которой принимают участие ядра тяжелых изотопов водорода D и T.

Все составляющие комплексной программы направлены на развитие атомной энергетике России, которая, согласно Стратегии развития ядерной энергетике России до 2050 года и перспективы на период до 2100 года (Стратегия 2021), планируется многокомпонентной (рис. 1), в том числе включающей:

– реакторы на тепловых нейтронах (ТР), использующие в качестве топлива  $^{235}\text{U}$  и образующийся при работе  $^{239}\text{Pu}$ , ядра которых делятся нейтронами теплового спектра, совместно с  $^{238}\text{U}$ ;

– реакторы на быстрых нейтронах (РБН), топливом для которых может быть  $^{239}\text{Pu}$ , делящийся под облучением нейтронами быстрого спектра, совместно с  $^{238}\text{U}$ .

Для расширения возможностей атомной энергетике в рамках ФП-3 должны быть разработаны концепция и технический проект гибридного реактора синтез – деление [3, 5]. Гибридный реактор сочетает в себе термоядерную и ядерную части, при этом термоядерная часть производит быстрые нейтроны в реакции синтеза:



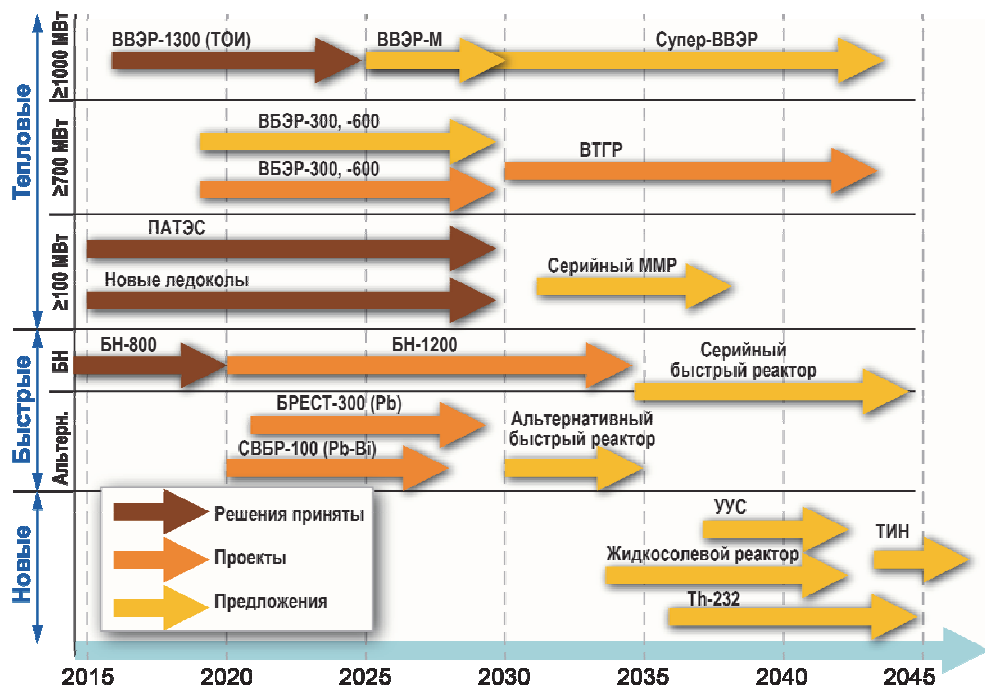


Рис. 1. Дорожная карта освоения ядерных реакторных технологий в РФ [4]

Идея создания гибридного реактора заключается в том, что высокоэнергетичные нейтроны, получаемые в реакции синтеза, могут иметь собственную ценность наравне с вырабатываемой тепловой энергией. Эффективная генерация термоядерных нейтронов источником с меньшей мощностью термоядерного синтеза, чем в энергетическом ТЯР, позволяет существенно снизить требования к термоядерной части и конструкционным материалам такой установки. Создание источника термоядерных нейтронов (ТИН) в масштабе существенно меньшем, чем ТЯР и демонстрационный реактор ИТЭР, возможно при меньших капитальных и эксплуатационных затратах. Демонстрационные ТИН могут быть созданы с использованием освоенных технологий токамаков и атомной отрасли из материалов, аттестованных для реакторов деления, а их опытная эксплуатация позволит развить данные технологии до уровня промышленного применения. Термоядерные нейтроны ТИН могут использоваться в ядерной части – бланкете гибридного реактора, для решения задач наработки топлива для ядерных реакторов, переработки долгоживущих отходов атомной энергетики, поддержания подкритической реакции деления и генерации электроэнергии [3, 5].

В случае успешной реализации работы по гибридным системам послужат основой для создания отечественных энергетических термоядерных реакторов и развития их базовых технологий. Также гибридные системы обеспечат информацией о модификации свойств материалов в потоках быстрых нейтронов и определят возможности продвижения в область параметров плазмы энергетических термоядерных реакторов.

Параметры ТИН будут определяться приоритетной задачей, для решения которой создается гибридная реакторная установка (ГРУ). В данной работе описаны перспективные задачи развития ТИН для нужд будущей атомной энергетики. В их число входят представляющие интерес для участников ИИИИИ исследования взаимодействия изотопов водорода с материалами, а также развитие технологий обращения с изотопами водорода как основными компонентами термоядерного (дейтерий-тритиевого) топливного цикла установок ТЯР и ТИН.

## Основные технологические задачи и особенности процессов в бланкете гибридного реактора

Для гибридного токамака-реактора были сформулированы возможные задачи [6]:

- производство топливных нуклидов для реакторов деления;
- трансмутация минорных актинидов и долгоживущих продуктов деления, т. е. уничтожение долгоживущих нуклидов;
- производство трития (в качестве топлива для термоядерных установок);
- производство электроэнергии и тепла.

При близких параметрах ТИН гибридный токамак-реактор (ГТР) может быть оптимизирован для решения указанных задач за счет использования различных типов бланкета – компонента установки, примыкающего к первой стенке термоядерной плазмы. Далее рассматриваются последовательно перечисленные выше применения ГТР и соответствующие особенности бланкета установки (рис. 2).

Многокомпонентная структура (см. рис. 1) атомной энергетики подразумевает в том числе концепцию развития с использованием реактора-наработчика топлива для реакторов деления из сырьевых нуклидов, не вовлеченных (или недостаточно вовлеченных) в топливный цикл атомной энергетики.

Для замыкания топливного цикла предлагается организовать наработку и использование плутония из  $^{238}\text{U}$  для уран-плутониевого топливного цикла реакторов с быстрым спектром, а при переходе к уран-ториевому топливному циклу необходимо будет набирать делящийся изотоп  $^{233}\text{U}$ , который образуется в результате реакции радиационного захвата нейтрона ядром  $^{232}\text{Th}$ . В отличие от плутония  $^{233}\text{U}$  более пригоден для сжигания в тепловых реакторах [7–10].

В качестве дополнения к реакторам деления на быстрых и тепловых нейтронах может использоваться гибридный термоядерный реактор – для производства делящегося нуклида в бланкете, содержащем  $^{238}\text{U}$  или  $^{232}\text{Th}$ :



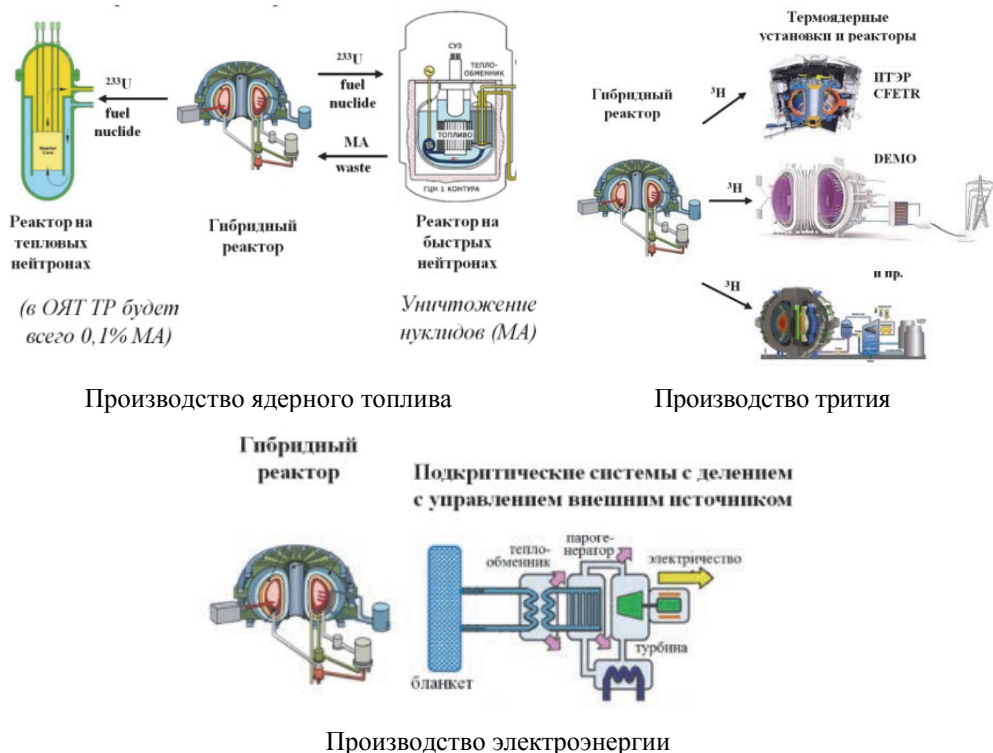


Рис. 2. Потенциальные задачи для гибридного реактора

Перспективы вовлечения тория в топливный цикл атомной энергетики привлекательны тем, что, в отличие от уран-плутониевого цикла, в уран-ториевом цикле накопление трансурановых элементов крайне незначительно и, следовательно, проблема их переработки стоит не так остро. Ввиду того, что запасы тория значительно превышают запасы природного урана, такая концепция обеспечит более длительное функционирование ядерной энергетики.

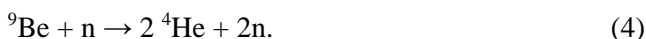
Идея использования урана и тория в качестве сырья для производства расщепляющихся  $^{239}\text{Pu}$  и  $^{233}\text{U}$  родилась практически одновременно с идеей управляемого термоядерного синтеза, сформировавшейся в 1950–1951 г. [4, 11–13]. Разработкой гибридных систем синтез – деление, включающих в свой состав зоны синтеза легких ядер и деления тяжелых, вплотную заинтересовались в 1970-х гг., когда прогресс токамаков сделал реальным создание термоядерных источников нейтронов на базе установок токамак мегаваттного уровня [14–16]. Достижения этого периода были суммированы в сборнике «Синтез – деление» [17]. Работы были продолжены под руководством И. Н. Головина и В. В. Орлова [18–20], но приостановились после чернобыльской аварии. На новом уровне, с учетом двадцатилетнего опыта развития токамаков, этот вопрос был снова поднят в начале 2000-х гг. и обобщен в ходе работы «Комиссии Росатома по выбору путей оптимального развития термоядерной энергетики России на основе токамаков» в 2009 г. [6]. С этого момента количество публикаций по гибридным системам [7, 8, 21] резко увеличилось. В мировом

сообществе интерес к схеме гибридного термоядерного реактора начался в 1970-х гг. и с тех пор только возрастает [22, 23].

Компоненты первой стенки ТЯР и ГТР будут облучаться преимущественно нейтронами, образовавшимися в реакции (1), с начальной энергией 14,07 МэВ. Для ГТР целесообразно рассматривать условно нейтронно-прозрачные конструкции первой стенки для минимального искажения нейтронного спектра. Именно высокая энергия нейтрона в бланкете ГТР позволяет получить реакции, отличные от протекающих в реакторах деления с тепловым и быстрым спектром нейтронов. Нейтроны термоядерного спектра, имеющие почти на полтора порядка большую энергию по сравнению с нейтронами из реактора деления, позволяют осуществить надпороговые реакции  $(n, 2n)$ ,  $(n, 3n)$  и  $(n, f)$  в сырьевом изотопе.

Фактический спектр нейтронов в бланкете ГТР будет содержать и быструю, и промежуточную части из-за замедления термоядерных нейтронов и возникновения «вторичных» нейтронов в бланкете. В случае облучения термоядерными нейтронами  $^{232}\text{Th}$  образуется очень малое количество радиоактивных продуктов деления [9, 24]. В бланкете при этом может накапливаться изотоп  $^{232}\text{U}$ , количество которого административно регламентировано. Поэтому потребуется регулярная перегрузка бланкета и развития методов выделения целевых нуклидов. В случае облучения  $^{238}\text{U}$  размножение нейтронов происходит преимущественно в реакции деления. В результате этого накапливается относительно много продуктов деления. Интенсивность наработки топливных нуклидов в этих случаях также отличается:  $^{239}\text{Pu}$  нарабатывается в 2–3 раза больше, чем  $^{233}\text{U}$ .

Для увеличения объема наработки целевого нуклида в бланкете можно применять размножитель нейтронов, в качестве которого можно использовать бериллий, в котором размножение нейтронов происходит за счет реакции  $(n, 2n)$ :



Сечение этой реакции максимально при энергии нейтронов  $\sim 7$  МэВ, что заметно ниже, чем энергия термоядерного нейтрона. Для эффективного размножения нейтронов, образующихся в результате взаимодействия термоядерных нейтронов с сырьевым нуклидом в бланкете, бериллиевый размножитель должен находиться в глубине бланкета [25].

Другой тип размножителя – делящийся. Если использовать в этом качестве минорные актиниды, то будет достигаться двойная выгода: их утилизация (выжигание) и наработка нейтронов. Помимо этого тяжелые химические элементы эффективно делятся нейтронами термоядерного спектра, что позволяет размещать слой делящегося размножителя максимально близко к первой стенке, т. е. «на входе» бланкета. За счет размножения термоядерных нейтронов в такой системе может быть достигнут существенно больший объем наработки целевого нуклида [26, 27].

При эволюционном развитии многокомпонентной структуры парка ядерных реакторов в отработанном ядерном топливе (ОЯТ) быстрых реакторов будут присутствовать минорные актиниды, которые должны извлекаться в результате переработки и фабрикации топлива. Именно это количество минорных актинидов в перспективе возможно рассматривать для использования

в качестве делящегося размножителя в бланкете гибридного реактора. При этом кроме размножения нейтронов будет решаться задача выжигания минорных актинидов. Эта задача в большем масштабе должна решаться жидкосольевым реактором-дожигателем, разработка которого реализуется в настоящее время в рамках Федерального проекта 4 «Разработка новых материалов и технологий для перспективных энергетических систем» Программы РТТН [5].

Работа атомной энергетики, содержащей все типы реакторов, подразумевает производство трития, необходимого для работы ТИН в составе гибридного реактора. Его производство может осуществляться в тепловых реакторах деления за счет использования изотопов лития в качестве поглотителя. Если потребуется расширенная наработка трития для работы ГТР или будущих термоядерных реакторов, данная задача может решаться с использованием тритийвоспроизводящего бланкета. К сожалению, эффективность такой наработки невелика: коэффициент воспроизводства трития для проектов ДЕМО (Demonstration Power Plant) составляет менее 1,2. Конструкция бланкета, оптимизированная для наработки максимального количества трития, не позволяет одновременно набирать нуклиды для реакторов деления, но может решать задачу трансмутации минорных актинидов в делящемся размножителе нейтронов.

Предварительные оценки показывают, что расширенного производства трития в коммерчески привлекательном количестве можно добиться при использовании ТИН с  $Q \sim 10$  и нейтронным выходом  $\sim 10^{20}$  нейтр./с [10] или делящегося размножителя (подкритического деления минорных актинидов) в сочетании с первичным источником  $10^{19}$  нейтр./с от ТИН [26]. Таким образом, в зависимости от востребованности производства трития и статуса работ по делящемуся размножителю, данная задача может быть рассмотрена для ГТР в будущем. Стоит отметить, что наличие тритийвоспроизводящих тест-модулей бланкетов предполагается на ИТЭР, а также строящихся и проектируемых токамаках. Поэтому разработка данной технологии в поддержку программы УТС может быть одной из задач стратегического развития энергетики.

В мировом научном сообществе высказываются опасения относительно недостаточного количества доступного трития. После запуска проекта ИТЭР и проведения DT-кампании [28] для нужд будущих термоядерных реакторов ДЕМО может остаться менее 20 кг доступного трития. Стартовая загрузка установки ДЕМО составит  $\sim 2$  кг трития [29], что вполне сопоставимо с запросами ИТЭР и может быть осуществлено из коммерчески доступных запасов трития в любой момент. Все проекты ДЕМО подразумевают воспроизводство трития в бланкете в достаточном для самообеспечения количестве (около 160 кг/год при тепловой мощности реактора 3 ГВт). Однако расширенное производство трития для запуска новых термоядерных реакторов может быть актуальной проблемой развития в будущем.

В России запасы трития исторически значительно превышают коммерчески доступные запасы в мире за счет его применения для оборонных целей. В связи с тем, что эти запасы подлежат строгому учету и не подлежат продаже внешним потребителям на основании правовых документов, возможность продажи произведенного в ГТР трития за пределы России может быть также

ограничена административно. Поэтому в Российской Федерации на данном этапе развития УТС нет острой необходимости в расширенной наработке трития на ГТР.

Электрическая энергия в ГТР может быть получена путем преобразования тепловой энергии, которая образуется в blankets в результате реакций трансмутации сырьевого нуклида  $^{232}\text{Th}$  или деления  $^{238}\text{U}$ , а также из модулей blankets, содержащих делящийся размножитель нейтронов или тритий-воспроизводящие материалы (при их наличии). Предварительный анализ показал, что для ТИН с производительностью  $10^{19}$  нейтр./с, не имеющего в составе делящийся размножитель нейтронов, вырабатываемой энергии не хватает для обеспечения собственных потребностей. Для расширенного производства электроэнергии в сеть интенсивность нейтронного источника должна быть не менее  $10^{20}$  нейтр./с, или ТИН с меньшим потоком нейтронов должен использоваться для управления подкритической делящейся системой (см. например, [30]).

Таким образом, конечными продуктами ГТР могут быть нейтроны, тритий, топливные нуклиды и тепло, которое может быть преобразовано в электричество для обеспечения собственных потребностей реактора. В перспективе интенсивные потоки нейтронов с тепловым и быстрым спектрами могут решать задачи пережигания долгоживущих нуклидов и продуктов деления из ОЯТ, производства энергии, воспроизводства трития [1, 30, 31]. Очевидно, для дальнейшего прогресса в данном направлении необходимо учитывать значительные количества трития на установках и соответствующие меры для обеспечения безопасного обращения с ним, а также работу с нейтронно-активированными материалами конструкции и рабочими газами.

## Стратегия развития гибридных систем синтез – деление

Для устойчивого развития атомной энергетики в Российской Федерации было предложено заняться разработкой гибридных систем синтез – деление в рамках термоядерных исследований [32] (см. рис. 1). В НИЦ «Курчатовский институт» с 2007 г. восстановились исследования, направленные на создание термоядерного источника нейтронов [33–35]. С недавнего времени эти работы осуществляются в рамках ФП-3 «Разработка технологий управляемого термоядерного синтеза и инновационных плазменных технологий» комплексной Программы РГТН. НИЦ «Курчатовский институт» является научным руководителем деятельности по тематике ГТР в Российской Федерации [3, 5]. Предлагаемая коллективом НИЦ «Курчатовский институт» стратегия развития гибридных систем в России до 2055 года [30] показана на рис. 3.

Для создания прообраза промышленного гибридного реактора ТИН-3 необходимо разработать, интегрировать в единый комплекс ТИН-2 и провести опытную эксплуатацию всех базовых технологий и систем. Осуществление этих работ не только поспособствует созданию ГТР, но также позволит значительно продвинуться на пути создания энергетического термоядерного реактора.



Чтобы создать промышленный гибридный токамак-реактор (ТИН-3), нужно осуществить следующие этапы [6]:

1. ТИН-0 – установка, допускающая работу на дейтерии. На этой установке отрабатываются квазистационарные режимы работы токамака с длительностью импульса  $\sim 1000$  с. Этот этап необходим, так как в существующих токамаках длительность разряда в большинстве экспериментов ограничена 1000 с, что недостаточно для демонстрационной и промышленной установок.

2. ТИН-1 – квазистационарный токамак, работающий с D-T смесью. Ожидаемая длительность импульса составляет от 100 с, средняя нейтронная нагрузка  $0,2\text{--}0,3$  МВт/м<sup>2</sup>, мощность 3–5 МВт при коэффициенте использования установленной мощности (КИУМ) 0,5–0,7. Этот этап необходим для отработки макетов энергетических и воспроизводящих тритий бланкетов. ТИН-1 – нейтронный источник для отработки технологий дистанционного обслуживания и сертификации материалов. Потребление трития на уровне 200 г/год.

3. ТИН-2 – стационарный токамак со средней нагрузкой на первую стенку до  $0,25$  МВт/м<sup>2</sup> и полной мощностью до 400 МВт при КИУМ не меньше 0,7. Потребление трития 2–3 кг/год.

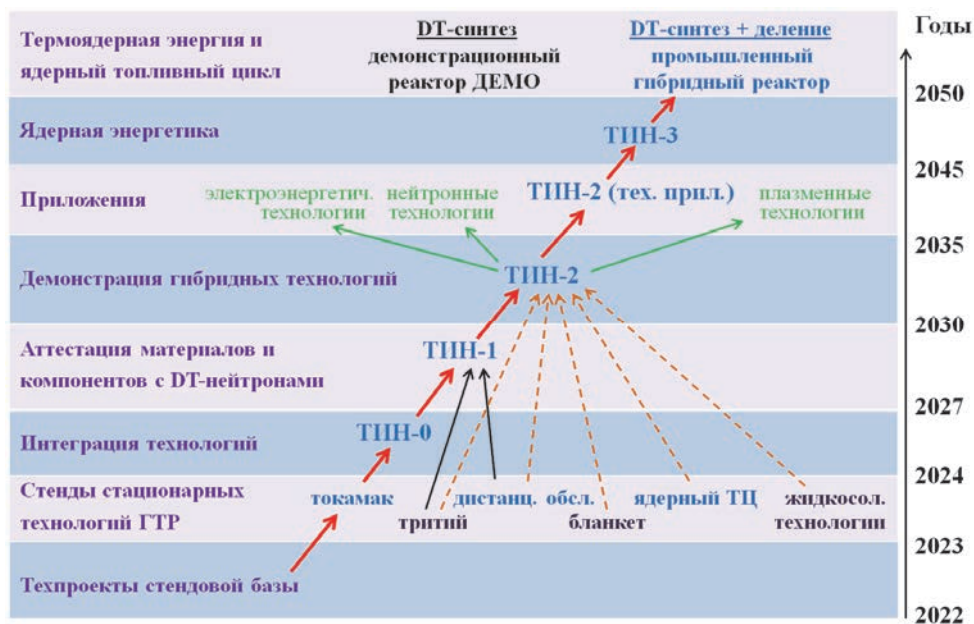


Рис. 3. Дорожная карта развития гибридных систем в РФ. Стрелки соединяют этапы, на которых разрабатываются соответствующие технологии, с этапами их внедрения

Одновременно с созданием установки ТИН-0 целесообразно построить и ввести в эксплуатацию комплекс экспериментальных стендов для отработки и взаимной интеграции базовых технологий стационарной работы токамака. На базе комплекса стендов будет также подготовлен высококвалифицированный персонал, который будет задействован на следующих этапах. Это позволит разработать проекты установки ТИН-1 с DT-нейтронами, демонстрационной гибридной реакторной установки ТИН-2 в качестве прототипа гибридного

термоядерного реактора (ТИН-3), осуществить строительство ТИН-3 и его ввод в эксплуатацию к 2040 г.

Ключевым аспектом стратегии является то, что все установки должны проектироваться в гибридном варианте (с различными типами бланкетов), поскольку именно бланкеты будут принципиальным образом определять конструкцию установок.

Создание семейства ТИН на основе токамака требует на современном этапе отработки стационарных технологий удержания и управления плазмой на специализированной установке (ТИН-0). Частично эти задачи могут решаться на токамаках «Глобус-М2» и «Глобус-М3» (ФТИ им. А. Ф. Иоффе РАН, Санкт-Петербург), запускаемом в НИЦ «Курчатовский институт» токамаке Т-15МД и других установках, действующих в нашей стране. Однако это не отменяет потребности в создании токамака с реакторными технологиями. В качестве установки ТИН-0 можно рассматривать также проект TRT [36]. Эта установка способна обработать квазистационарные режимы и тестировать инновационные технологии длительных разрядов, в том числе обращения с изотопами водорода в качестве топлива.

Чтобы приступить к созданию ТИН-1 (или модернизации ТИН-0 для работы с тритием) необходимо отработать базовые термоядерные технологии (~30 штук) на специализированных стендах [30], в том числе:

- тритиевого топливного цикла – замкнутого комплекса систем для переработки и рециклинга выхлопа, обеспечения токамака D-H-T топливом;
- дистанционного обслуживания всех систем установки;
- обслуживания бланкета, включая процедуры его перезагрузки.

На этапе ТИН-1 предполагается создание установки, производящей нейтроны для отработки всех технологий токамака в условиях нейтронного облучения и решения задач материаловедения (в том числе для термоядерных реакторов). Для того чтобы термоядерная плазма служила источником  $10^{18}$  нейтр./с, достаточно масштабов действующих на сегодняшний день токамаков. Чтобы удешевить конструкцию, коллективом НИЦ «Курчатовский институт» было предложено использовать компактный сферический токамак, в котором генерация нейтронов происходит за счет облучения термоядерной плазмы пучками быстрых атомов, что будет в 3–10 раз эффективнее термоядерного механизма плазма – плазма. Таким образом, первая установка, вырабатывающая термоядерные нейтроны, в стратегии развития гибридных систем может быть создана на базе проекта ТИН-СТ/ТИН-К [37, 38], разработанного коллективом НИЦ «Курчатовский институт». Проектная термоядерная мощность этой установки составляет 3 МВт при мощности электропитания 60 МВт и мощности дополнительного нагрева плазмы до 10 МВт. В перспективе в бланкетной части могут быть размещены тестовые модули для демонстрации и отработки технологий трансмутации.

Основными задачами ТИН-1 будут испытания работы всех систем, испытания используемых и перспективных материалов в условиях облучения нейтронами термоядерного спектра, а также технологий дистанционного обслуживания. На этом же этапе будет осуществлено проектирование демонстрационной гибридной установки ТИН-2. Эта установка должна быть спроектирована как

полномасштабный прототип промышленного гибридного реактора (ТИН-3) и содержать как термоядерную часть, так и ядерную. Конструкция ТИН-2 должна обеспечить возможность создания на ее основе опытно-промышленного (ТИН-3) и далее промышленного гибридных реакторов без существенных изменений нейтронного источника, поскольку увеличение производительности по нарабатываемому нуклиду будет достигаться за счет оптимизации blankets.

Демонстрационная установка ТИН-2 с нейтронным потоком более  $10^{19}$  нейтр./с может быть создана на основе проекта ДЕМО-ТИН, разработанного коллективом НИЦ «Курчатовский институт» [39, 40]. На ТИН-2 должны быть отработаны технологии blankets, дистанционного обслуживания всех систем токамака, включая системы тритиевого топливного цикла и инъекции нейтральных пучков, а также улучшены методы контроля плазмы. При термоядерной мощности 40 МВт, сопоставимой с мощностью дополнительного нагрева, установка будет потреблять около 200 МВт электроэнергии. На установке не предполагается получение электроэнергии для потребителей, однако тепловая мощность, получаемая на ней (в blanketе с подавленным делением), может составлять около 100 МВт и более при использовании других типов blankets. Эксплуатация установки должна обеспечить демонстрацию гибридных технологий для перехода к созданию промышленного гибридного реактора. Также на этом этапе должны быть заложены основы технического и административного регулирования эксплуатации гибридных реакторов синтеза – деления в единой системе атомной энергетики. К этому можно приступить уже сейчас в рамках Федерального проекта 3 «Разработка технологий управляемого термоядерного синтеза и инновационных плазменных технологий» Программы РТТН.

Основываясь на опыте эксплуатации ТИН-2, на следующем этапе можно развивать и отрабатывать различные применения гибридных установок (в том числе в областях электроэнергетики, нейтронных и плазменных приложений) [30], а также проектировать ТИН-3 с нейтронным выходом до  $10^{20}$  нейтр./с. Этап ТИН-3 предусматривает проектирование и строительство промышленной гибридной установки в составе многокомпонентной атомной энергетики наряду с пилотной термоядерной электростанцией ДЕМО (в рамках работ по управляемому термоядерному синтезу) после 2050 г.

## Заключение

В работе описаны возможности термоядерных источников нейтронов применительно к существующим задачам атомной энергетики. Основные итоги этого рассмотрения следующие: нейтроны сами по себе могут быть конечным продуктом, производимым на установках ядерного и термоядерного синтеза. В работах коллектива НИЦ «Курчатовский институт» в 2007–2022 гг. было показано, что создание ТИН на основе токамака на текущем этапе более оправданно, чем использование для этой цели других систем удержания плазмы.

Привлекательной особенностью гибридной системы синтез – деление является возможность работы в энергетической системе как полноценного

производителя электроэнергии гигаваттного уровня с мощностью термоядерного синтеза, сниженной в десятки раз в сравнении с термоядерным энергетическим реактором. Это существенно снижает требования к параметрам плазмы и конструкционным материалам, сохраняя при этом энергетически значимый уровень производимых тепловой мощности и массы нарабатываемых топливных нуклидов для ядерных реакторов.

На первых этапах разработки и создания ТИН могут быть использованы освоённые технологии токамаков и опыт атомной отрасли, а также материалы, аттестованные для тепловых реакторов деления и РБН. Создание промышленных гибридных реакторов потребует сертификации материалов в нейтронах с термоядерным спектром.

На основе ТИН с мощностью синтеза до 100 МВт могут быть созданы ГТР для наработки топлива для ядерных реакторов, переработки долгоживущих отходов атомной энергетики, производства трития, поддержания подкритической реакции деления и производства электроэнергии.

Развитие новых технологий токамаков (в том числе технологий управления плазмой, ее дополнительного нагрева, генерации тока) позволят повысить эффективность термоядерных систем: снизить потери, уменьшить потребляемую электрическую мощность. Реализация всех этапов стратегии развития гибридных систем синтез – деление позволит повысить целевые показатели ГТР.

Решение исходной задачи производства топливных нуклидов для реакторов деления с использованием ГТР позволит существенно увеличить нейтронный потенциал атомной энергетики.

Содержащий изотопы водорода термоядерный топливный цикл должен быть реализован на всех запланированных установках в качестве одной из основных технологий обеспечения параметров плазмы, необходимых для генерации нейтронов и безопасной эксплуатации установки. Системы топливного цикла токамаков семейства ТИН на первых этапах развития будут сопоставимы по производительности с современными токамаками, но будут отличаться от них составом рабочей газовой смеси и, соответственно, используемыми технологиями. Работы по совершенствованию комплекса технологий обращения с изотопами водорода в разномасштабных системах топливного цикла токамаков, планируется проводить совместно с подготовкой квалифицированных кадров на всех этапах дорожной карты Программы РГТН.

Работа выполнена при поддержке НИЦ «Курчатовский институт».

## Список литературы

1. Кутеев Б. В., Гончаров П. Р., Сергеев В. Ю., Хрипунов В. И. Мощные нейтронные источники на основе реакций ядерного синтеза // Физика плазмы. 2010. Т. 36, № 4. С. 307–346.
2. Головин И. Н., Кадомцев Б. Б. Состояние и перспективы управляемого термоядерного синтеза // Атомная энергия. 1996. Т. 81. Вып. 5.

3. Паспорт федерального проекта Разработка технологий управляемого термоядерного синтеза и инновационных плазменных технологий [Электронный ресурс]. – <https://www.innov-rosatom.ru>.

4. Штромбах Я. И., Гагаринский А. Ю. Перспективы ядерной энергетики // Природа. 2013. № 12 (1180). С. 17–24 [[www.ras.ru/publishing/nature.aspx](http://www.ras.ru/publishing/nature.aspx)].

5. Ильгисонис В. И., Ильин К. И., Новиков С. Г., Оленин Ю. А. О программе российских исследований в области управляемого термоядерного синтеза и плазменных технологий // Физика плазмы. 2021. Т. 47, № 11. С. 963–969 [doi: 10.31857/S0367292121110172].

6. Мирнов С. В., Азизов Э. А. Комиссия Росатома по выбору путей оптимального развития термоядерной энергетики России на основе токамаков. ИЯС РНЦ «Курчатовский институт» 2009 г. // ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез. 2010. Вып. 2 [[http://2010.atomexpo.ru/mediafiles/u\\_files/Present/9.2\\_KHvostenko.pdf](http://2010.atomexpo.ru/mediafiles/u_files/Present/9.2_KHvostenko.pdf)].

7. Шмелев А. Н., Куликов Г. Г., Куликов А. Г. Управляемый термоядерный синтез: потенциальная роль в объединенном (Th–U–Pu) ядерном топливном цикле // Ядерная физика и инжиниринг. 2011. Т. 2, № 2. С. 101–111.

8. Шмелев А. Н., Куликов Г. Г., Курнаев В. А., Салахутдинов Г. Х., Куликов Е. Г., Апсэ В. А. Гибридный реактор синтеза – деления с ториевым бланкетом. О его потенциале в топливном цикле ядерных реакторов // ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез. 2014. Т. 37. Вып. 2. С. 3–16.

9. Велихов Е. П., Давиденко В. Д., Цибульский В. Ф. Заметки о будущем ядерной энергетики // ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез. 2019. Т. 42. Вып. 1 [doi: 10.21517/0202-3822-2019-42-1-5-14].

10. Велихов Е. П., Ковальчук М. В., Ильгисонис В. И., Игнатьев В. В., Цибульский В. Ф., Андрианова Е. А., Бландинский В. Ю. Ядерная энергетическая система с реакторами деления и синтеза – стратегический ориентир развития отрасли // ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез. 2017. Т. 40. Вып. 4 [doi: 10.21517/0202-3822-2017-40-4-5-13].

11. Курчатов И. В. О возможности создания магнитных термоядерных реакторов // Курчатов И. В. Собрание научных трудов. – М.: Наука, 2012. Т. 5. С. 78–81.

12. Сахаров А. Д. Магнитный термоядерный реактор (1950–1951 гг.) // Наука и жизнь. 1991. № 1. С. 4–6.

13. Азизов Э. А., Велихов Е. П. Долгий путь к гибриду // Природа. 2013. № 12(1180). С. 8–16 [[www.ras.ru/publishing/nature.aspx](http://www.ras.ru/publishing/nature.aspx)].

14. Leonard B., Jr. A review of fusion – fission (hybrid) concepts // Nucl. Technol. 1973. Vol. 20. P. 161–178.

15. Lidsky L. Fusion fission systems: hybrid, simbiotic, and Augean // Nucl. Fus. 1975. Vol. 15. P. 151–173.

16. Велихов Е. П., Глухих В. А., Гурьев В. В. и др. Гибридный термоядерный реактор-токамак для производства делящегося топлива и электроэнергии // Атомная энергия. 1978. Т. 45. Вып. 1. С. 3–9.

17. Синтез – деление : труды II сов.-амер. семинара. 14 марта – 1 апреля 1977 г. – М.: Атомиздат, 1978 [см. также: Bethe H. The fusion hybrid // Phys. Today. 1979. P. 44–51]

18. Golovin I. N., Kolbasov B. N., Orlov V. V. et. al. The Nuclear Fuel Problem and Fusion–Fission Hybrid Reactor. TECDOC 145/25. – Vienna: IAEA, 1978.
19. Кадомцев Б. Б., Орлов В. В. Термоядерный синтез и атомная энергетика // Итоги науки и техники. Сер. Физика плазмы. 1985. Вып. 6.
20. Новиков В. М., Прусаков В. Н., Блинкин В. Л., Чувилин Д. Ю. Жидкосолевые бланкеты термоядерного реактора: преимущества и проблемы // ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез. 1985. Вып. 4. С. 19–23.
21. Орлов В. В. Ядерные проблемы термоядерной энергетики // Атомная энергия. 2018. Т. 124. Вып. 2. С. 105–113.
22. Manheimer W. Back to the future: the historical, scientific, naval and environmental case for fission fusion // Fus. Technol. 1999. Vol. 36. P. 1–15.
23. Manheimer W. Civilization needs sustainable energy – fusion breeding may be best // J. of Sustainable Development. 2022. Vol. 15, N 2 [doi: 10.5539/jsd.v15n2p98].
24. Titarenko Yu., Ananev S., Batyaev V., Belousov V., Blandinskiy V. Radiation and nuclear physics aspects of the use of the thorium fuel cycle in a hybrid fusion facility // Fusion Sci. and Tech. 2022.
25. Ковалишин А. А., Кутеев Б. В. Отчет о научно-исследовательской работе «Выполнение научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ в целях обеспечения разработки и исследований термоядерных и ядерных технологий гибридного реактора, в целях обоснования выбора бланкета гибридного термоядерного реактора и сооружения гибридной реакторной установки для тестирования материалов и компонент гибридных систем» на 2021 год и плановый период 2022–2024 годов», этап 3. – М.: НИЦ «Курчатовский институт», 2022.
26. Ananyev S. S. The concept of tritium fuel cycle for a tokamak-based fusion neutron sources in the Russian Federation // Technical Meeting on Synergies in Technology Development between Nuclear Fission and Fusion for Energy Production. IAEA June 2022.
27. Shlenskii M. N. Tritium production in the blanket of a demonstration thermonuclear plant using nuclear raw materials // 8<sup>th</sup> IAEA DEMO Program Workshop. 30 August – 2 September 2022. IAEA, Vienna, Austria.
28. Kovari M., Coleman M., Cristescu I., Smith R. Tritium resources available for fusion reactors // Nucl. Fusion. 2018. Vol. 58. P. 026010.
29. Schwenzer J. C., Day C., Giegerich T., Santucci A. Operational tritium inventories in the EU-DEMO Fuel Cycle // Fusion Sci. and Tech. Vol. 78, N 8. P. 664–675 [doi: 10.1080/15361055.2022.2101834].
30. Kuteev B. V., Goncharov P. R. Fusion-fission hybrid systems: yesterday, today, and tomorrow // Fusion Sci. Tech. 2020. Vol. 76. P. 836–847 [doi: https://doi.org/10.1080/15361055.2020.1817701].
31. Serikov A. Possibility of fusion power reactor to transmute minor actinides of spent nuclear fuel // Fusion Eng. Des. 2002. Vol. 93. P. 63–64 [doi.org/10.1016/S0920-3796(02)00210-7].
32. Velikhov E. P., Kurchatov Igor and the Russian Fusion Program // 25<sup>th</sup> IAEA Fusion Energy Conf. October 13–18, 2014, St. Petersburg, Russian Federation.

33. Азизов Э. А., Гладуш Г. Г., Лопаткин А. В. Гибридные системы на основе токамака для наработки топлива и утилизации отработавшего ядерного топлива // Атомная энергия. 2011. Т. 110. Вып. 2. С. 84–88.

34. Кутеев Б. В., Хрипунов В. И. Современный взгляд на гибридный термоядерный реактор // ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез. 2009. Вып. 1. С. 3–40.

35. Азизов Э. А., Гладуш Г. Г., Минеев А. Б. УТС с магнитным удержанием и разработка гибридного реактора синтез – деление на основе токамака. – М.: Троянт, 2016.

36. Красильников А. В. Токамак с реакторными технологиями (TRT): концепция, миссии, основные особенности и ожидаемые характеристики // Физика плазмы. 2021. Т. 47, № 11. С. 970–985 [doi: 10.31857/S0367292121110196].

37. Kuteev B., Azizov E., Bykov A., Dnestrovsky A., Dokuka V., Gladush G., Golikov A., Goncharov P., Gryaznevich M., Gurevich M. Steady-state operation in compact tokamaks with copper coils // Nucl. Fusion. 2011. Vol. 51. P. 073013.

38. Kuteev B. V., Alexeev P., Chernov V., Chukbar B., Bykov A., Frolov A., Golikov A., Goncharov P., Gryaznevich M., Gurevich M. Conceptual design requirements and solutions for MW-range fusion neutron source FNS-ST // 24<sup>th</sup> IAEA Fusion Energy Conf. 8–13 October 2012, San Diego, CA, USA. P. 462 [http://www-naweb.iaea.org/napc/physics/FEC/FEC2012/html/proceedings.pdf].

39. Kuteev B. V., Azizov E. A., Alexeev P. N., Ignatiev V. V., Subbotin S. A., Tsibulskiy, V. F. Development of DEMO-FNS tokamak for fusion and hybrid technologies // Nucl. Fusion. 2015. Vol. 55. P. 073035.

40. Kuteev B. V., Shpanskiy Yu. S. DEMO-FNS Project Team. Progress in the design of the DEMO-FNS hybrid facility // Nucl. Fusion. 2019. Vol. 59. P. 076014 [doi.org/10.1088/1741-4326/ab14a8].