

УДК 621.039.63

ОЦЕНКА УРОВНЯ ГОТОВНОСТИ ТЕХНОЛОГИЙ ТРИТИЕВОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА ДЛЯ РЕАКТОРА ДЕМО-ТИН. ЧАСТЬ 2

*Б.В. Иванов, С.С. Ананьев**НИИ «Курчатовский институт», Москва, Россия*

ДЕМО-ТИН — проектируемая в России гибридная (синтез-деление) установка на основе токамака мощностью 40 МВт. К настоящему времени сформирована архитектура тритиевого топливного цикла (ТЦ) и определены требования к основным технологическим системам. Параметры систем ТЦ были получены с помощью разработанного командой проекта электронного кода FC-FNS. Для создания установки ДЕМО-ТИН необходимо определить актуальный уровень развития технологий ТЦ для оценки возможности их применения. В статье продолжен анализ готовности в России технологий ТЦ установки ДЕМО-ТИН, начатый авторами ранее. Для анализа использована методика TRL (от англ. technology readiness level — уровень готовности технологий), согласно которой технологии в целевой области применения соответствуют различным уровням готовности от TRL1 (продемонстрированы базовые принципы технологии) до TRL9 (технология проверена успешной работой в целевой области применения). В статье рассмотрены следующие технологии: пеллет-инжекция, инжекция нейтральных пучков, газовая инжекция, воспроизводство трития вblankете, извлечение трития изblankета, сорбционное хранение изотопов водорода. Показано, что в России существует значимый задел (TRL4) в области технологий, необходимых для воспроизводства трития вblankете ДЕМО-ТИН, однако в настоящее время работы заморожены. Технологии инжекции, особенно пеллет-инжекции находятся на мировом уровне (TRL4-5). Технологии сорбционного хранения ИВ высоко развиты (TRL5-6) и применяются в сложных процессах с большим количеством трития. Уровень готовности перечисленных технологий недостаточен для применения в ТЦ установки ДЕМО-ТИН. Необходимо повышать уровень готовности в рамках программ развития и разработок, создавать специализированные стенды для отработки и демонстрации технологий, создавать экспериментальные термоядерные установки для апробирования и интеграции технологий.

Ключевые слова: топливный цикл, тритий, TRL, ДЕМО-ТИН, термоядерный реактор, тритиевые технологии в России, воспроизводство трития, тритиевая безопасность, сорбционное хранение, пеллет-инжекция, инжекция нейтральных частиц.

TRITIUM CYCLE TECHNOLOGY READINESS LEVEL ANALYSIS FOR THE DEMO-FNS REACTOR. PART 2

*B. V. Ivanov, S. S. Ananiev**NRC «Kurchatov Institute», Moscow, Russia*

DEMO-FNS is a hybrid (fusion-fission) facility designed in the Russian Federation based on a 40 MW tokamak. To date, the architecture of the tritium fuel cycle (FC) has been formed and the requirements for the main technological systems have been determined. The parameters of the FC systems were obtained using the FC-FNS electronic code developed by the project team. To create a DEMO-FNS facility, it is necessary to determine the current level of development of FC technologies in order to assess the possibility of their application. The work continues the analysis of the technologies readiness level in Russia for the FC systems of the DEMO-FNS, begun by the authors earlier. For the analysis, the method (TRL) was used, according to which, the technologies in the target application area correspond to different levels of readiness from TRL1 (the basic principles of the technology are demonstrated) to TRL9 (the technology is verified by successful work in the target application area). The following technologies were considered in the work: pellet injection, neutral beam injection, gas injection, reproduction of tritium in a blanket, extraction of tritium from a blanket, multilevel tritium protection, analysis of tritium and its compounds, capture and processing of tritium waste, sorption storage hydrogen isotopes, structural materials resistant to tritium. It is shown that in Russia there is a significant backlog (TRL4) in the field of technologies necessary for the reproduction of tritium in the DEMO-FNS blanket, but at present the work is frozen. Injection technologies, especially pellet injection, are world class (TRL4-5). Technologies for the sorption storage of hydrogen isotopes are highly developed (TRL5-6) and are used in complex technological processes with a large amount of tritium. The level of readiness of the technologies listed above is insufficient for the use of the fuel cycle of the DEMO-FNS. It is necessary to increase the level of readiness of technologies within the framework of development programs, create specialized stands for testing and demonstrating technologies, and create experimental fusion facilities for testing and integrating technologies.

Key words: fuel cycle, tritium, TRL, DEMO-FNS, fusion reactor, tritium technologies in Russia, tritium breeding, tritium safety, sorption storage, pellet injection, injection of neutral particles.

DOI: 10.21517/0202-3822-2022-45-4-120-135

ВВЕДЕНИЕ

Настоящая работа является продолжением анализа технологий тритиевого топливного цикла в России и сравнения их готовности с мировым уровнем, начатого в статье [1]. Ранее авторами были рассмотрены технологии мембранного разделения водородсодержащих газовых смесей, криогенной ректификации водорода, хроматографического разделения изотопов водорода, криоадсорбционного разделения,

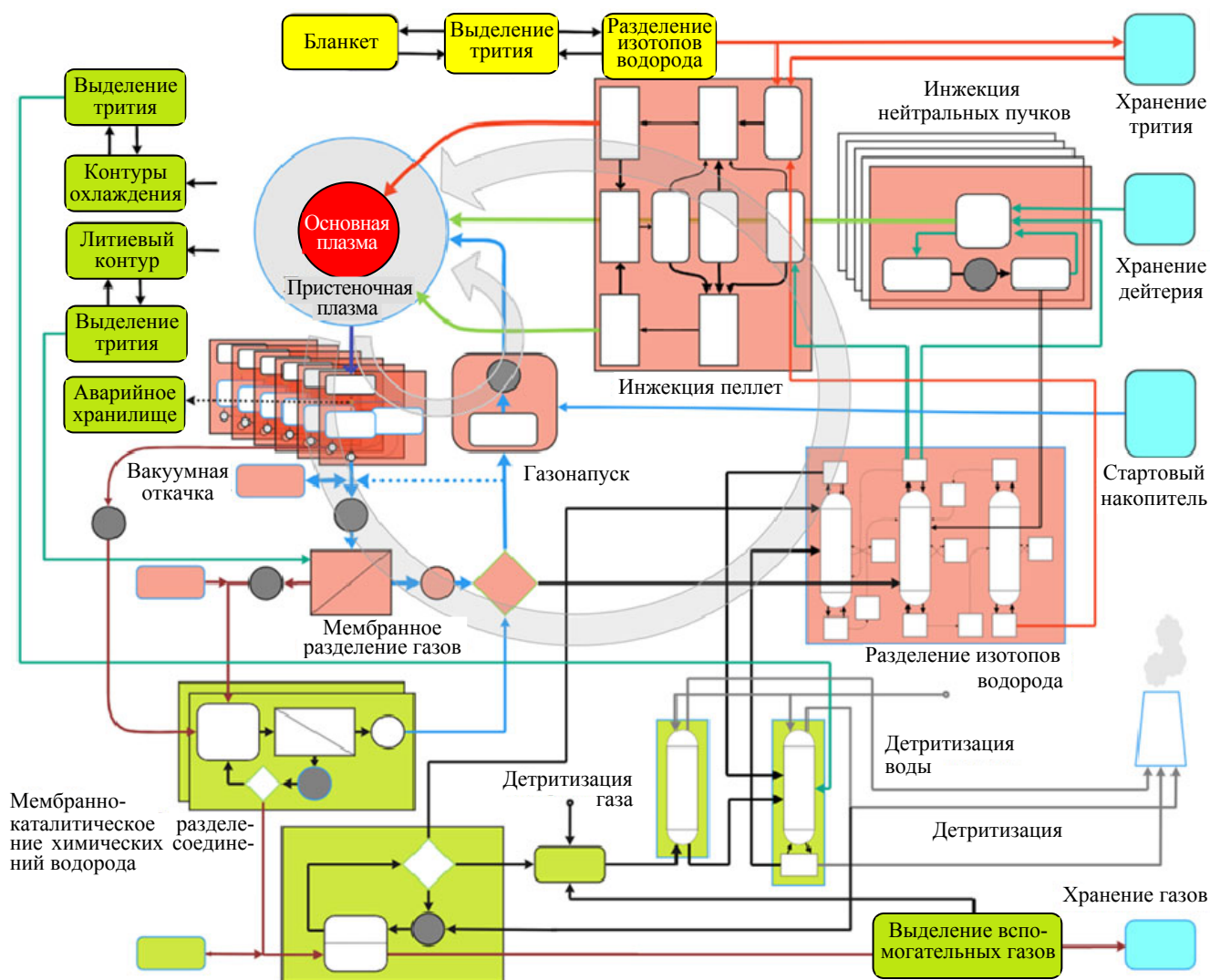
детритизации газов в скруббере и процесс CECE (Combined Electrolysis and Catalytic Exchange). И было показано, что данные технологии развиты в России, но их уровень сопоставим или находится ниже мирового. Эти технологии необходимо совершенствовать и дорабатывать для применения в топливном цикле гибридного реактора ДЕМО-ТИН. Для доработки и демонстрации технологий необходимо создавать специализированные стенды или термоядерные установки небольшого масштаба, работающие с тритий-дейтериевой топливной смесью. Эти работы возможно осуществить в рамках комплексной программы Госкорпорации «Росатом» «Развитие техники, технологий и научных исследований в области использования атомной энергии в Российской Федерации на период до 2030 г.» и федерального проекта «Развитие термоядерных и инновационных плазменных технологий» [2, 3].

В настоящей статье рассмотрены следующие технологии и системы топливного цикла: пеллет-инжекция, инжекция нейтральных частиц, газовая инжекция, воспроизводство трития в бланкете, извлечение трития из бланкета, сорбционное хранение изотопов водорода.

ТЦ ДЕМО-ТИН

На рисунке показана архитектура топливного цикла установки ДЕМО-ТИН. ТЦ можно условно разделить на три контура:

- первый контур отвечает за подачу топлива (трития и дейтерия) в плазму, откачку и переработку выхлопных газов с целью повторного использования трития;
- второй контур отвечает за выделение трития из бланкета установки;
- третий контур является контуром безопасности и отвечает за предотвращение попадания трития и его соединений в окружающую среду и организм персонала.



Тритиевый топливный цикл установки ДЕМО-ТИН [6]

Подробно архитектура топливного цикла ДЕМО-ТИН и технологии, выбранные для отдельных его систем, описаны в работе [4], готовность технологий частично рассмотрена в статье [1].

Основные параметры ТЦ и его систем, рассчитанные с помощью электронного кода FC-FNS [5, 6]:

Поток топлива через вакуумную камеру (газовая инжекция), моль/с . . .	$0,8—1,6 \cdot 10^{-2}$
Поток топлива в системе пеллет-инжекции, моль/с . . .	$0,06—1,6 \cdot 10^{-2}$
Поток топлива в системе инжекции нейтральных частиц, моль/с . . .	0,04
Поток в тритийвоспроизводящем бланкете, моль/с . . .	$1,5 \cdot 10^{-5}$
Криоадсорбционная система, входящий поток, моль/с . . .	$1,8 \cdot 10^{-2}$
Мембранно-каталитическое выделение трития, входящий поток, моль/с . . .	До $4 \cdot 10^{-4}$
Мембранное выделение топлива, входящий поток, моль/с . . .	$1,8 \cdot 10^{-2}$
СЕСЕ-процесс, поток тритированной воды, кг/ч . . .	До 5
Криоразделение изотопов водорода, входящий поток, моль/с . . .	$1,2—8,5 \cdot 10^{-3}$
Препаративная газовая хроматография, входящий поток, моль/с . . .	$2—3 \cdot 10^{-4}$ (до 5% мас. T ₂ , остальное D ₂)

МЕТОДИКА

Методика оценки готовности технологий Technology Readiness Level (TRL) была разработана Национальным управлением по авионавигации и исследованию космического пространства США (NASA) для мониторинга научно-исследовательских программ, оценки технологий космических пусков и орбитальных полётов, а также оценки рисков разработок [7]. В последующем методика TRL была адаптирована в других областях в различных странах, в том числе и в России. Более подробное описание методики TRL для анализа технологий тритиевого ТЦ можно найти в работе [1].

В табл. 1 представлены общий подход к оценке TRL и пример описания уровней TRL для технологии воспроизводства трития в бланкете ДЕМО-ТИН, содержащем керамические литиевые материалы, которая рассматривается в настоящей статье.

Таблица 1. Описание уровней готовности технологий: общий подход [8] и пример подхода для ДЕМО-ТИН

Степень готовности	Уровень методики	Общий подход	Подход к технологии воспроизводства трития в бланкете с керамическим тритийвоспроизводящим материалом
Исследования	TRL 1	Сформулированы и продемонстрированы базовые принципы	Экспериментально определены нейтронно-физические, механические и другие параметры литийсодержащих материалов, оценены параметры взаимодействия материалов с ИВ
	TRL 2	Сформированы концептуальный подход и области применения	Разработаны модели для расчёта и проектирования элементов тритийвоспроизводящего бланкета
	TRL 3	Получено подтверждение концепции. Проведены критический анализ и экспериментальное подтверждение	Продемонстрирована работа экспериментальной модели бланкета в условиях, характерных для термоядерного реактора при взаимодействии с ИВ в лабораторном масштабе
Разработка	TRL 4	Проведена проверка компонентов/макетов в лабораторных условиях	Работа экспериментальной модели бланкета и выделение значимых количеств трития продемонстрированы в условиях нейтронного облучения в исследовательском реакторе
	TRL 5	Проведена проверка компонентов/макетов в операционной среде*	Работа модели тритийвоспроизводящего бланкета продемонстрирована в условиях нейтронного облучения термоядерного спектра
	TRL 6	Проведена демонстрация модели системы/подсистемы или прототипа в операционной среде	Работа модели/прототипа тритийвоспроизводящего бланкета продемонстрирована в условиях нейтронного облучения с интеграцией систем топливного цикла (выделение и очистка образующегося трития)
Демонстрация	TRL 7	Демонстрация прототипа системы в операционной среде	Работа прототипа тритийвоспроизводящего бланкета продемонстрирована в условиях термоядерного реактора
	TRL 8	Фактическая система завершена, проведены тестирование и демонстрация	Эффективная работа тритийвоспроизводящего бланкета продемонстрирована в рамках установки ДЕМО-ТИН
	TRL 9	Фактическая система, проверенная успешной работой	Успешная, надёжная, эффективная работа системы в рамках топливного цикла ДЕМО-ТИН при эксплуатации

*Под операционной средой понимается вся совокупность условий и факторов, которые будут присутствовать в процессе эксплуатации системы в условиях ТЯР (нейтронные, тепловые и плазменные потоки, температура, циклические тепловые воздействия и циклические механические и электромагнитные нагрузки, воздействие агрессивной среды, характерной для ТЯР, и т.п.).

ОЦЕНКА УРОВНЯ ГОТОВНОСТИ ТЕХНОЛОГИЙ ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА ДЕМО-ТИН

Пеллет-инжекция. Инжекция топлива в виде замороженных пеллет путём ускорения в центробежной [9, 10] или газовой пушке [11, 12] используется в качестве основного способа подпитки плазмы со-

временных токамаков ASDEX или JET [9, 11], а также рассматривается для перспективных установок, таких как JT-60SA, ИТЭР или ДЕМО [10, 12, 13]. Формирование ледяных пеллет из различных изотопов производится в экструдере, где газ охлаждается до гелиевых температур и затем уплотняется в одно- или двухшнековом устройстве. Механический нож делит формирующийся столбик из замороженного газа для получения пеллет круглого или прямоугольного сечения с длиной, определяющей содержание частиц. Пеллеты попадают в систему транспортировки, ускоряясь газовой струёй или в центробежной системе. Каждый из подходов имеет свои преимущества и недостатки. При движении по трубопроводу до вакуумной камеры токамака пеллеты теряют до 30% своего веса за счёт трения о стенки направляющего канала. Газ, образующийся при частичном разрушении пеллет, откачивается из направляющих трубопроводов вместе с газом-носителем для предотвращения их попадания в вакуумную камеру.

Ключевыми параметрами для эффективного ввода пеллет в основную плазму являются скорость и направление инжекции. Так, инжекция со стороны сильного магнитного поля более эффективна [14], чем со стороны слабого, однако размещение инжекционных систем в этом случае сталкивается с большим числом сложностей. Современные исследования в направлении систем пеллет-инжекции в основном направлены на повышение скоростей топливных пеллет с 200—300 до 500—3000 м/с, что необходимо для установок с большим радиусом ~ 6 м [12, 13]. Инжекция пеллет со стороны слабого магнитного поля рассматривается как эффективный способ борьбы с неустойчивостями плазмы [12, 15, 16], инжекция небольших пеллет в область сепаратрисы приводит к формированию потока плазмы — краевой локализованной моды или ЭЛМ (от англ. Edge-localized mode) с контролируемыми параметрами. При этом можно избегать самопроизвольных ЭЛМ-ов, имеющих существенно больший запас энергии, что приводит к снижению нагрузки на элементы первой стенки и дивертора. Частота инжекции таких пеллет существенно выше, чем частота топливных пеллет, а их размер меньше [12, 16].

Для ДЕМО-ТИН планируется применять инжекцию топливных пеллет со стороны сильного магнитного поля в качестве одного из основных способов подпитки плазмы и инжекцию пеллет со стороны слабого магнитного поля для контроля ЭЛМ-ов. С учётом текущих параметров плазмы [17] для ДЕМО-ТИН топливные потоки в системах подпитки будут на порядок ниже, чем требуются для ИТЭР и CFETR, не говоря о ДЕМО, для которого разница достигнет 20 [18]. В настоящее время для решения задачи рассматривается ИТЭР-подобный инжектор [11, 12] как наиболее проработанный, однако допускается возможность пересмотра при дальнейшем развитии проекта.

Большинство режимов работы ДЕМО-ТИН потребует инжекции как дейтерия, так и трития в виде пеллет [19]. Для их изготовления из различных изотопов необходимо предусмотреть две различные системы изготовления криогенных пеллет. При этом, возможно, удастся обойтись одной системой инжекции — в случае применения технологии на основе центрифуги [10] и нескольких отдельных экструдеров для подготовки D- и T-пеллет. Экспериментально показано [12], что можно достичь полного извлечения фрагментов пеллет и газа, использующегося для их ускорения, из направляющих трубопроводов для предотвращения их попадания в вакуумную камеру, однако это потребует дополнительного разделения D и T в случае общих направляющих.

В проектах ИТЭР и CFETR изготовление пеллет планируется из моноизотопной смеси [12, 16, 20] с примесью другого изотопа в допустимом количестве. Требование по допустимой концентрации примеси определяется механической прочностью пеллет — важнейшим показателем при инжекции со скоростями > 500 м/с [12, 13]. Ведутся работы [21] в направлении изготовления пеллет из смеси изотопов, используя специфическую методику экструзии и заморозки, обеспечивающую достаточную механическую прочность пеллет, однако технология далека до применения в установках синтеза. Парадигма использования только отработанных технологий для проекта ДЕМО-ТИН требует применять моноизотопную смесь в инжекторах, как это упоминалось в [5, 22, 23]. Расчёты параметров плазмы [17, 24] и требуемых параметров инжекции топлива [5, 23] показывают целесообразность такого подхода.

Важно отметить, что при инжекции пеллет для инициации ЭЛМ требований к целостности пеллет, поступающих в плазму, нет, так как они воздействуют на периферийную область плазмы и не должны проникать глубоко. Для снижения глубины проникновения также целесообразно использовать меньшую скорость инжекции, чем для топливных пеллет. Подробно величины различных потоков рассматривают-

ся в [19]. Примесная пеллет-инжекция пока не рассматривается, однако может быть принята во внимание на дальнейших этапах проработки проекта.

В Советском Союзе практическая деятельность по инъекции пеллет была начата в Ленинградском политехническом институте в 1980 г. выпуском инжектора водородных пеллет для токамака Т-10. Инжектор был установлен в Институте им. И.В. Курчатова, это позволило провести оригинальные экспериментальные исследования взаимодействия пеллет с плазмой. Позже были созданы инжекторы для установок ГОЛ-3, Туман-3М, Глобус-М и других. Подготовленный к работе на токамаке Т-15 инжектор пеллет с центрифужным ускорителем так и не был проверен в экспериментах с плазмой. В рамках деятельности по системе пеллет-инжекции для проекта ИТЭР была запущена национальная программа и создан опытный инжектор, прошедший все стадии испытаний, включая работу с тритием [25]. Установка пеллет-инжекции, позволяющая осуществлять подготовку и инъекцию пеллет, содержащих тритий, была испытана во ВНИИЭФ в рамках работ по разработке экспериментального замкнутого контура для моделирования вакуумно-тритиевого комплекса термоядерных реакторов [26]. В установке были соединены существующие в настоящее время технологии приготовления твёрдородных пеллет (таблеток диаметром 4 (4—6) мм из H_2 , D_2 , T_2 и их смеси): технология *in situ*, когда пеллета готовится непосредственно в стволе ускоряющей пушки, и технология подготовки таблеток в экструдере с последующей подачей их в ствол. Газовая одноступенчатая пушка (с гелием или дейтерием в качестве рабочего газа) продемонстрировала ускорение твёрдородных пеллет до скоростей 1,2—1,5 км/с при частоте стрельбы до 10 Гц. Продемонстрированное количество пеллет из трития, инжестируемых за один цикл, — до 50 в режиме экструзии и до 500 в режиме *in situ* [26].

Несмотря на то, что данная установка во ВНИИЭФ в настоящее время не эксплуатируется, полученные результаты и опыт коллективов НИИЭФА им. Д.В. Ефремова, НИЦ «Курчатовский институт» и ВНИИЭФ можно использовать для быстрого трансфера данной технологии непосредственно на исследовательские установки или стенды. Опыт работы с тритиевыми пеллетами уникален. Уровень готовности технологии пеллет-инжекции в России оценен нами в TRL4-5. Опыт работы и результаты, полученные с помощью установок пеллет-инжекции на ASDEX и JET, соответствуют высокому техническому уровню, однако отсутствие экспериментов с тритием делает возможным оценить мировой уровень технологии также в TRL4. Экспериментальная деятельность в лаборатории OLNЛ по изготовлению тритиевых пеллет требует испытаний на установках с плазмой.

Нейтральная инжекция. Другим способом подпитки основной плазмы топливом является система пучковой инжекции — в основную плазму попадает пучок высокоэнергетичных частиц, проникающих до оси плазменного шнура. Системы инжекции нейтральных атомов (СНИ или NBIs) используются уже более 40 лет на термоядерных установках [27] для введения дополнительной мощности в плазму и создания тока в плазме. Эффективность подпитки плазмы таким способом самая высокая (более 90%), однако поток частиц, который можно обеспечить даже значительным количеством инжекторов $S_{NB} = 6,25 \cdot 10^{18} (P_{NB}/E_{NB}) \text{ с}^{-1}$, не позволяет рассматривать его в качестве основного способа подпитки для больших установок масштаба DEMO. Тем не менее для установок меньшего масштаба поток нейтральных частиц в основную плазму S_{NB} может быть сопоставим с выгоранием в плазме, и поэтому его целесообразно учитывать [28, 29].

Для получения пучков нейтральных атомов заданной энергии используется механизм нейтрализации на объёмной мишени заряженных положительно или отрицательно частиц пучка (ионов), предварительно ускоренных до необходимой энергии в электрическом потенциале. Нагретые пучки различного изотопного состава могут быть получены как из положительно заряженных ионов, так и из отрицательно заряженных, вытягиваемых электрическим потенциалом из плазмы. Выбор того или иного сорта ионов источника связан, в первую очередь, с эффективностью нейтрализации пучка ионов, имеющих определённую энергию. Считается, что пограничной является энергия 100 кэВ/нуклон, для меньших энергий эффективнее применять источники положительных ионов, а для больших — отрицательных [31]. Наиболее проработанным и распространённым решением в настоящее время является газовый нейтрализатор [31].

Для перспективных установок рассматриваются другие варианты, обладающие большими показателями нейтрализации, однако продемонстрировавшие свою работоспособность только на уровне мало-

масштабного лабораторного эксперимента и имеющие значительные сложности при масштабировании и интеграции:

- парометаллическая сверхзвуковая струя на щелочном металле Li, Na, K, Cs или Mg [32—35];
- плазменная мишень, которая позволяет нейтрализовать пучок быстрых изотопов водорода [36, 37]. Работы, проведённые в ИЯФ им. Г.И. Будкера СО РАН [38], экспериментально продемонстрировали нейтрализацию пучка отрицательных ионов с энергией 0,5—1 МэВ в струйной плазменной мишени. Также разработан прототип плазменной мишени на основе мультипольной магнитной ловушки [39];
- фотонная мишень на лазерном луче, многократно отражающемся между зеркалами [40]. В России работы по созданию фотонной мишени для нейтрализации пучка отрицательных ионов большой энергии ведутся в ИЯФ им. Г.И. Будкера СО РАН [41, 42].

Высокая эффективность генерации тока и дополнительного нагрева плазмы пучком атомов на установках JET [43], KSTAR [44], DIII-D [45], JT-60U [46] и др. подтвердила целесообразность использования нейтральной инжекции в проекте ИТЭР. Развитие в течение последних 20 лет системы нейтральной инжекции для международного проекта ИТЭР позволило разработать и обосновать экспериментально подход к формированию, ускорению и транспортировке пучка с продолжительностью инжекции до 3600 с [47]. Это практически стационарный режим работы инжектора, при котором проработаны основные вопросы, такие как генерация пучка, теплоотвод от всех нагруженных элементов инжектора и др. Поэтому результаты, полученные при проектировании и экспериментальных испытаниях отдельных устройств СНИ ИТЭР, можно использовать и для СНИ ДЕМО-ТИН, где нужна непрерывная инжекция [48]. Для проекта EU DEMO на концептуальном уровне прорабатываются инжекторы с дизайном инжекторов ИТЭР [49]. Концепция использования фотонного нейтрализатора более не рассматривается для проекта, в качестве базовой технологии так же, как для ИТЭР, принят газовый нейтрализатор с возможностью применения плазменной нейтрализации впоследствии.

Для ДЕМО-ТИН инжекция пучков нейтральных атомов осуществляется шестью инжекторами [28]. В качестве прототипа для инжектора ДЕМО-ТИН может служить инжектор, детально разработанный для проекта ИТЭР [47], с сохранением компоновки инжектора, но с изменениями отдельных компонентов, что вызвано отличием энергии и мощности пучка [28, 50, 51]. Было показано [5, 6, 19, 23, 52], что пучок нейтральных атомов дейтерия D^0 эффективнее с точки зрения как технологии производства ионов, так и общей эксплуатации инжекторов.

В России система дополнительного нагрева используется на токамаке Глобус-2М и выполняется глубокая модернизация системы нейтральной инжекции на токамаке Т-15МД. Разработки источников ионов водорода наряду с производством инжекционных систем ведутся в ИЯФ им. Г.И. Будкера СО РАН [53]. Преимущественно инжекторы пучков выполнены на положительных ионах и обеспечивают до 1 МВт мощности в течение нескольких секунд (на установках TCV, COMPASS, X-7, 3-Alpha Energy, Глобус-2М и др.). В настоящее время в России работы ведутся только со стабильными изотопами водорода [53, 54]. В ИЯФ ведут работы по созданию мощного инжектора пучка атомов водорода высокой энергии, основанного на ускорении и последующей нейтрализации отрицательных ионов [53]. К сожалению, подход к получению пучка кардинально отличается от рассматриваемого в проектах ИТЭР и ДЕМО-ТИН, поэтому требуется значительная работа для согласованного развития проекта СНИ ДЕМО-ТИН.

Таким образом, в России эксплуатируют системы инжекции нейтральных частиц, основанные на различных принципах. Эксперименты проводят на стабильных изотопах водорода и некоторых других газах, отсутствие экспериментальных результатов с тритием позволяет нам оценить готовность технологии России в TRL3-4. Для развития технологии требуется осуществить проверку работоспособности систем газоснабжения и инжекции с использованием трития. Необходимо проводить конструкторские разработки СНИ, ориентированной под параметры ДЕМО-ТИН.

Как было описано, уровень готовности данной технологии в мире соответствует TRL7, так как системы СНИ в различных конфигурациях были опробованы в установках JET, JT-60U и других крупных стендах (в том числе при работе с тритием), ведётся работа по созданию и испытанию инжектора ИТЭР.

Газовая инжекция. Снабжение основной плазмы токамака топливными изотопами производится либо их прямой инжекцией в плазму, либо напуском газа в вакуумную камеру (GIS). При этом ключевым параметром эффективности подпитки является отношение частиц, попавших в основную плазму, и частиц, оставшихся в пристеночной плазме (SOL).

При этом частицы, не попавшие в основную плазму, могут быть переизлучены в диверторе и возвращены в плазму через сепаратрису [15]. Источник нейтралов из области дивертора будет скинирован на краю основной плазмы, а частицы будут иметь малое время удержания, что приведёт к достаточно низкой эффективности метода подпитки напуском газа в камеру [14]. При этом источник таких частиц будет играть существенную роль в формировании как плотности плазмы, так и его изотопного состава [6, 52]. Такой метод не может рассматриваться как основной для реакторов синтеза и гибридных систем. Однако газонапуск необходим для создания рабочих условий в диверторе(-ах) и соответственно для контроля основной плазмы.

В ДЕМО-ТИН [17, 24, 55] в вакуумную камеру необходимо подавать газовую смесь с помощью системы газовых клапанов для формирования требуемого давления в области верхнего и нижнего диверторов. Аналогичные системы на действующих установках формируют газовые струи со скоростями ниже и выше звуковой. В связи с отсутствием необходимости подпитывать плазму частицами таким способом, вероятно, требования к скоростям могут снизиться. В настоящее время система GIS ещё не рассматривалась детально при разработке ТЦ и проекта в целом, однако при её разработке будет учтён опыт действующих и строящихся токамаков. Очевидно, что система будет значительно отличаться от решений, принятых для ИТЭР [56], и должна быть реализована по принципу RUN/VENT, переключая поток газа либо в направлении вакуумной камеры, либо в насосную систему [57].

Системы газонапуска присутствуют на всех действующих токамаках России (включая Т-10, Глобус-2М, Т-15МД). Однако задачи, которые ставятся перед системой газовой инжекции для ДЕМО-ТИН, будут существенно отличаться от текущих. Таким образом, в России уровень технологии ограничен TRL5, тем не менее работа токамака Т-15МД и проектирование системы газонапуска, рассчитанной на использование трития, могут поднять оценку до уровня TRL6. Уровень готовности данной технологии в мире соответствует TRL7.

Воспроизводство трития в бланкете. Вопрос о необходимости наработки трития в термоядерном/гибридном реакторе актуален по сей день в связи с тем, что при промышленных масштабах производства энергии на ТЯР (с электрической мощностью 1 ГВт, тепловой 3,2 ГВт, что соответствует мощности современных АЭС) необходимо $0,57 \cdot 10^{-2}$ г/с (~ 180 кг) трития в год. Так как тритий является искусственным нуклидом (примерная стоимость $\sim 2,9 \cdot 10^4$ дол./г), стоимость наработки такого количества топлива составит около 5,3 млрд дол., т.е. почти в 3 тыс. раз больше, чем стоимость ядерного топлива реактора деления равной мощности (~ 2 млн дол. за ~ 1 т урана с обогащением 4,4%). С другой стороны, количество коммерчески доступного трития в мире в настоящее время не превышает 20—25 кг [58]. С учётом потребности ИТЭР (до 17 кг трития за свою кампанию), а также планов по выводу из эксплуатации тяжеловодных реакторов-наработчиков коммерческого трития (CANDU) и его естественного распада, трития может хватить только на первоначальную загрузку одного из реакторов ДЕМО (в количестве ~ 2 кг) [58]. Поэтому промышленный термоядерный реактор должен обеспечивать сам себя тритием.

С учётом радиоактивного распада коэффициент воспроизводства трития (TBR) в бланкете ТЯР, определяемый обычно как прирост трития от однократного синтеза в реакциях ${}^6\text{Li}(n, \alpha)$ и ${}^7\text{Li}(n, p, \alpha)$, должен быть существенно выше, чем 1,08. Учитывая конструктивные ограничения элементов бланкета и характеристики материалов, достичь такого коэффициента оказывается крайне сложно. Для увеличения TBR увеличивают площадь тритийвоспроизводящих элементов в том числе на внутреннем обходе вакуумной камеры токамака, а также размещают дополнительные размножители нейтронов внутри элементов бланкета. Неделяющиеся размножители (свинец и бериллий) широко рассматриваются во всём мире в том числе для тест-модулей бланкета ИТЭР. Использование делящегося размножителя, содержащего минорные актиниды (МА) или U, Pu, рассматривается для проектов гибридных систем [2]. Именно зона деления прежде всего отличает ТЯР от гибридных систем (синтез-деление). Очевидно, применение делящейся (подкритической) зоны позволяет значительно увеличить TBR относительно бланкета без делящихся материалов. Было показано [59], что в этом случае для проекта ДЕМО-ТИН значение TBR может достигать 1,6 — это позволит набирать до 1,4 кг избыточного трития в год.

С точки зрения воспроизводства трития основным фактором, определяющим конструкцию бланкета и конфигурацию систем извлечения трития, является выбор брідерного материала. Основными материалами являются [60, 61] литийсодержащие керамики (Li_2TiO_3 , Li_4SiO_4 , Li_2O , LiAlO_2 и др.) и жидкая ли-

тий-свинцовая эвтектика. В некоторых случаях рассматриваются другие материалы (жидкий литий, расплавы литийсодержащих солей ($2\text{LiF}—\text{BeF}_2$ и другие), сплавы лития ($\text{Li}—\text{Al}$) [61].

В настоящей статье нами рассмотрены уровни готовности технологий: бланкет на основе твёрдокерамических материалов, бланкет на основе жидких металлов, технологии извлечения трития из бланкета различной конструкции.

В России проблема получения трития имеет длинную историю, непосредственно связанную с производством ядерного оружия [62]. Так, в ПО «Маяк» тритий первоначально производили в ядерном реакторе из сульфата лития (Li_2SO_4). Однако его использование сопровождалось трудностями в контроле запаса реактивности ядерного реактора из-за перераспределения соли в результате плавления и загрязнения производственных помещений облучённой пылью [62]. Решением этих проблем стало использование литий-алюминиевого сплава, остающегося твёрдым при температуре эксплуатации, и новой конструкции блоков поглотителей [62].

Опыт, полученный при использовании трития в военных целях, был применён для решения задач тритиевого ТЦ термоядерных установок [63]. Исследование различных литийсодержащих керамик было проведено при облучении как в исследовательском ядерном реакторе [64], так и при облучении от нейтронных источников. В частности, были проведены экспериментальные работы [65] по определению коэффициента воспроизводства трития в карбонате лития (Li_2CO_3) при облучении источником ^{252}Cf .

С 1997 по 2015 г. в России была выполнена серия работ по исследованию материалов и проектированию модулей тритийвоспроизводящего бланкета в рамках проекта ИТЭР. А именно были:

- обобщены результаты работ, проведённых в СССР, и выбран ортосиликат лития (Li_4SiO_4) в качестве бридерного материала [64];
- отработана технология производства гранул и сфер ортосиликата лития, а также бериллиевого размножителя (в виде гранул и пористых деталей) [64, 66];
- изготовлены макет и две модели бридерной зоны для испытания и исследования материалов, кинетики наработки и выделения трития при реакторном облучении [67];
- изготовлена система мониторинга, анализа и обращения с тритием (РИТМ-Ф) для работы с моделями бридерной зоны при испытаниях [67];
- проведены испытания модели бридерной зоны с ортосиликатом лития [67] в реакторе ИВВ-2М;
- спроектированы и испытаны системы анализа и мониторинга воспроизводства трития для бридерной зоны на основе литийсодержащей керамики [68, 69];
- проведены нейтронные и теплогидравлические расчёты нескольких конструкций экспериментального модуля бланкета ИТЭР с керамическим бридером [70].

В России также были проведены работы по проектированию модулей бланкета на основе литий-свинцовой эвтектики, проведены нейтронные и теплогидравлические расчёты [70]. До 2015 г. велась работа по разработке реакторной петли для исследования процесса выделения трития из эвтектики LiPb при облучении в реакторе ИВВ-2М [71]. Было изготовлено сопутствующее оборудование для подготовки эвтектики и модернизирована система мониторинга, анализа и обращения с тритием (РИТМ-Ф) [71] для работы с эвтектикой. Однако собственно реакторные испытания проведены не были.

Большой комплекс работ по исследованию керамических материалов, литий-свинцовой эвтектики и лития (в том числе в капиллярно-пористых системах) при облучении в реакторах ИВГ-1М [61] и ВВР-К [72] был проведён в исследовательских институтах Республики Казахстан. Работы направлены на исследование материалов ТЯР, кинетики выделения трития (в молекулярной и окисленной формах) и гелия в зависимости от условий облучения (контролируемые параметры: мощность реактора, температура облучающего потока, поток неона — газа-носителя), а также на исследование [73] параметров взаимодействия изотопов водорода с материалами ТЯР. Учёные из России принимают участие в данных работах.

Представленные работы, в основном, направлены на исследование свойств тритийвоспроизводящих и конструкционных материалов в условиях нейтронного излучения и проектирование экспериментальных модулей бланкета. Работы по изготовлению и испытанию в реакторе ИВВ-2М двух моделей бридерной зоны были проведены более 20 лет назад. С учётом этого уровень готовности технологии изготовления бланкета на основе как керамических, так и жидкометаллических материалов можно оценить в

TRL3-4. Для дальнейшего развития необходимо возобновление работ по испытанию релевантных конструкций и моделей бридерной зоны в условиях нейтронного облучения, в том числе при совместной работе с системой извлечения трития.

На мировом уровне технологии для изготовления и эксплуатации тестовых тритийвоспроизводящих модулей (TBM, от англ. Tritium Breeding Module) реактора ИТЭР являются наиболее проработанными в мире. В настоящее время разрабатываются девять конструкций TBM, отличающихся используемыми тритийвоспроизводящими материалами, размножителем нейтронов, системой охлаждения и экстракции трития [74]. В рамках данных работ были созданы специализированные установки и технологии для испытания элементов и макетов модулей тритийвоспроизводящего бланкета, в частности [74]:

- экспериментальная петля гелиевого охлаждения (HeCEL-1), подключённая к установке с тепловым потоком мощностью 60 кВт (Китай);
- установка TRIEX-II для моделирования экстракции трития, модернизированная для работы петли с литий-свинцовой эвтектикой (Pb_{16}Li) (Европейский Союз);
- в Европейском Союзе проводят работы по тестированию и испытанию приборов и оборудования для работы с эвтектикой на установках IELLLO и MELILOO;
- технология изготовления гранул из Li_2TiO_3 , разработанная в Индии;
- экспериментальный контур гелиевого охлаждения (EHCL), разработанный в Институте плазменных исследований (Индия) [75];
- несколько различных экспериментальных макетов модулей тритийвоспроизводящего бланкета были изготовлены и протестированы в Китае [76], Корее [74] и Японии [77];
- разработан прототип гелиевого контура охлаждения, обеспечивающего расход гелия до 1,5 кг/с при номинальном режиме работы ТЯР (Корея);
- разработаны различные программные коды и расчётные инструменты.

Уровень готовности технологии для производства и эксплуатации тритийвоспроизводящего бланкета на основе как керамических, так и жидкометаллических материалов в мире можно оценить в TRL5-6. Можно ожидать дальнейшего развития экспериментов и испытаний макетов бланкета и их элементов в условиях нейтронного излучения, в присутствии трития, при релевантных нагрузках.

Технологии извлечения трития из бланкета различной конструкции. Для извлечения трития при его производстве в бланкете термоядерного реактора в большинстве случаев предполагается использовать продувочный газ (purge gas) [60]. Во всех проектах модулей тритийвоспроизводящего бланкета реактора ИТЭР для этого будет использован гелий с 0,1% протия [74], давление и расход газовой смеси различаются в этих проектах. В случае использования жидкого металла (Li, эвтектики Li—Pb и др.), помимо использования продувочного газа в контактном устройстве газ—жидкость (gas—liquid contactor — GLC), возможны другие способы извлечения трития [78] — мембранно-вакуумное контактное устройство (permeator against vacuum (PAV)) и контактное устройство жидкость—вакуум (liquid—vacuum contactor (LVC)), однако эти методы технически сложнее и затратнее [60].

Предполагается, что концентрация трития в продувочном газе составит $7,3 \cdot 10^{-40}\%$ мол. (в форме HT/DT) и $2,65 \cdot 10^{-5}\%$ мол. (в форме HTO/DTO) [79]. Такая низкая концентрация трития и значимое количество тритированной воды приводят к нецелесообразности применения палладиевых мембранных реакторов для его извлечения. Поэтому для извлечения трития из продувочного газа рассматриваются комбинированный процесс на основе реакционных (RMSB) и криогенных (CMSB) молекулярных сит [79], процесс на основе каталитического восстановления тритированной воды до водорода с последующим его захватом в геттер (Zr—Co) [80] и другие методы.

Исследование и применение молекулярных сит, в том числе при криогенных температурах, были рассмотрены авторами статьи [1], а уровень готовности данной технологии был оценен в TRL3. Использование гидридообразующих материалов для хранения и обращения с тритием подробно рассмотрено в следующем разделе. Для целей извлечения трития из продувочного газа возможно использование технологии фазового изотопного обмена, которая также была рассмотрена авторами ранее [1]. Однако какой-либо систематической деятельности по разработке и созданию технологии извлечения трития из бланке-

та ТЯР в России не ведётся, некоторые методы исследуют и используют в других технологических процессах. С учётом перечисленного можно оценить готовность данной технологии на уровне TRL3-4.

В мире работы в данной области сосредоточены на проектах установок ИТЭР [74], DEMO [81] и CFETR [82]. В частности, одной из целей научной программы токамака CFETR является демонстрация самодостаточности по тритию [82, 83]. В Китае создают специализированные стенды для отработки технологии извлечения трития из продувочного газа с использованием стабильных изотопов водорода в условиях, сопоставимых с бланкетом ТЯР. В дальнейшем планируется использование метки трития, а затем и тритий-дейтериевых смесей для экспериментов [79]. В Италии создана установка TRIEX-II [78], позволяющая моделировать процесс извлечения трития с помощью стабильных изотопов водорода из эвтектики (15,7% ат. Li—Pb) с помощью контактных устройств различного типа. Поэтому уровень готовности данных технологий в мире можно оценить в TRL5.

Сорбционные методы для хранения. Для хранения и транспортировки трития и других изотопов водорода используют сорбционные аппараты (контейнеры). При этом изотопы водорода образуют химическое соединение (гидрид) с металлами или интерметаллическими соединениями, например UH_3 , ZrCoH_2 и другие. Образование гидрида является обратимым процессом, что позволяет в последующем выделять водород для применения в ТЦ ТЯР. Для хранения трития в гидридных системах характерны высокое содержание трития, высокая скорость процесса, низкое равновесное давление трития при комнатной температуре, равновесное давление на уровне 1—2 атм. при повышенной температуре (300—500 °C), незначительные изотопные эффекты при десорбции изотопов водорода, высокая стабильность ([84], с. 127). Ввиду значительных накопленных экспериментальных данных и эксплуатационного опыта в настоящее время для хранения трития рассматриваются, в основном, упомянутые UH_3 и ZrCoH_2 , другие системы рассматриваются только для решения специализированных задач.

В ТЦ ДЕМО-ТИН сорбционные хранилища рассматриваются для транспортировки трития (начальная поставка трития, отправка произведённого трития для потребителей в ходе работы реактора), для использования в системе долговременного хранения трития и других изотопов водорода и в качестве вспомогательной подсистемы в системе кратковременного хранения и подачи топлива. Дополнительной задачей при хранении трития является точное определение его количества для инвентаризации с целью учёта и контроля радиоактивного материала. Предполагается использование контейнеров ёмкостью до 70 г трития.

В России множество работ посвящено исследованию свойств гидридообразующих материалов (металлов и интерметаллических соединений) для целей хранения и разделения изотопов водорода, а также других специфических задач [85, 86]. Для хранения трития и других изотопов водорода в России традиционно используют порошок обеднённого урана в металлических или стеклянных ампулах ([87], с. 41—43). В частности, ПО «Маяк» поставляет тритий в специальных транспортных металлических контейнерах (сорбционных аппаратах), содержащих около 1000 Ки трития в форме гидрида урана.

В системах ТЦ ДЕМО-ТИН к сорбционным хранилищам предъявляют следующие требования: надёжное и безопасное хранение трития, высокая скорость сорбции и десорбции, низкое остаточное содержание трития в сорбенте, минимальные изотопные эффекты и другие. Такие характеристики сорбционного аппарата во многом зависят от их конструкции и режимов работы, так как значительное изменение (совершенствование) свойств сорбционного материала невозможно. В России разработке и испытанию аппаратов для хранения и обращения с водородом для транспортных применений посвящены многие работы [88—91]. Сорбционные аппараты для хранения водорода в транспортных средствах являются сложными конструкциями, однако их характеристики значительно отличаются от требуемых в ТЦ ДЕМО-ТИН. Отметим, однако, высокий уровень исследовательских, конструкторских и производственных коллективов, который необходим для выполнения подобных работ.

Работы по разработке, созданию, испытанию и внедрению сорбционных аппаратов для трития и тритийсодержащих смесей ведутся в РФЯЦ — ВНИИЭФ и некоторых других организациях. В частности, были созданы сорбционные источники на основе ванадия, позволяющие получить давление трития до 500 МПа [92, 93], источники для контролируемой подачи изотопов водорода в диапазоне от 0,1 до 2500 см³·бар/ч [94] на основе гидридообразующего материала и водородселективной мембраны из сплава никеля. В совместных работах РФЯЦ — ВНИИЭФ и ВНИИА [95, 96] были испытаны аппараты для

хранения трития с корпусом из алюмооксидной керамики и индукционным нагревом сорбента, что позволяет значительно снизить проникновение трития в окружающую среду, увеличить скорость нагрева сорбента и, следовательно, выделения трития [95—97]. Во ВНИИНМ создан контейнер для хранения изотопов водорода, прежде всего трития, отличающийся безопасной конструкцией (двойной корпус), системой пассивного (кассета из бронзы для размещения картриджей с сорбентом) и активного охлаждения и специальным нагревателем [98].

Следует отметить, что в ТЦ ДЕМО-ТИН необходимы сорбционные аппараты для хранения нескольких десятков граммов трития, представленные ранее разработки оперируют со значительно меньшими количествами трития.

Тритиевый источник с активностью 40 МКи (4 кг трития) для измерения магнитного момента нейтрино был разработан в РФЯЦ — ВНИИЭФ [99]. Источник представляет собой цилиндр, в котором трубчатые элементы, заполненные тритидом титана, размещены вокруг специального детектора. Такая конструкция позволяет достичь максимального потока нейтрино в центральной части источника в месте расположения детектора. В дальнейшем тип детектора был изменён, что привело к необходимости дорабатывать конструкцию источника [100], в настоящее время работы в данном направлении продолжаются.

Согласно описанным работам в России имеется значительный опыт по исследованию гидридообразующих материалов, разработке и эксплуатации устройств для хранения и подачи изотопов водорода. Разработки для операций с тритием выполнены на высоком технологическом уровне, надёжны и эффективны. В настоящее время разработка специализированных устройств для хранения трития в ТЦ ДЕМО-ТИН не ведётся. Описанные устройства предназначены для работы со значительно меньшим количеством трития, чем необходимо для работы в ТЦ ДЕМО-ТИН. Описанные факторы позволяют оценить уровень готовности технологии сорбционного хранения и подачи трития и других изотопов водорода для целей ДЕМО-ТИН в TRL5-6.

Работы по обеспечению безопасных систем хранения и подачи трития в технологических системах, прежде всего в топливном цикле термоядерных установок, ведутся в различных странах. В ТЦ JET для хранения изотопов водорода использовали четыре контейнера с 1 кг порошка урана в каждом [101, 102]. Контейнеры содержали 42 покрытых никелем ячейки с ураном, омический нагреватель, термодары, систему охлаждения газообразным азотом [102]. Контейнеры имели двойной корпус с вакуумируемым с помощью геттерного поглотителя пространством [102]. Все четыре контейнера были помещены в третий корпус, в котором поддерживался динамический вакуум на уровне 10^{-6} Па [102]. Также в ТЦ JET контейнеры с ураном сходной конструкции были использованы для химической очистки водорода от примесей [101, 103].

Разработка, создание и испытание оборудования для системы хранения и доставки изотопов водорода (fuel storage and delivery system, SDS) для ИТЭР проводятся в Республике Корея [104, 105]. В KHNRCRI (Korea Hydro and Nuclear Power Central Research Institute) была создана лаборатория для работы с большим количеством трития (до 20 г) [106], который выделяют из тяжеловодного отражателя нейтронов реакторов CANDU [107]. Лаборатория предназначена для испытания элементов SDS, транспортных контейнеров и аналитических приборов (в частности, калориметров) в среде трития [106, 107]. Ведутся работы по испытанию и тестам контейнеров для кратковременного хранения трития [106, 108, 109], разработан и лицензирован контейнер [110] для транспортировки до 70 г трития в виде гидрида урана. Подобные работы также ведутся в других странах: США [111], Японии [112] и других.

Использование технологии сорбционного хранения трития и других изотопов водорода достаточно развито, в настоящее время разрабатываются и испытываются сорбционные аппараты для хранения и обращения с несколькими десятками граммов трития с функцией калориметрического анализа содержания трития. Данная технология испытана в специализированных тритиевых лабораториях и использована в ТЦ термоядерного реактора JET. С учётом этого мировой уровень технологии нами оценен в TRL7.

ОБСУЖДЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ ОЦЕНКИ

Результаты оценки уровня готовности технологий ТЦ ДЕМО-ТИН, обобщённые с проанализированными в статье [1] технологиями, представлены в табл. 2.

Таблица 2. Сводная таблица готовности технологий ТЦ реактора ДЕМО-ТИН (настоящий анализ и [1])

Технология	Уровень готовности технологии TRL								
	1	2	3	4	5	6	7	8	9
Мембранное разделение	■	■	■	■	■	■	■	■	■
Хроматографическое разделение ИВ	■	■	■	■	■	■	■	■	■
Криогенное разделение	■	■	■	■	■	■	■	■	■
СЕСЕ-процесс	■	■	■	■	■	■	■	■	■
Адсорбция при температуре $N_{2(жид.)}$	■	■	■	■	■	■	■	■	■
ФИО в скруббере	■	■	■	■	■	■	■	■	■
Сорбционное хранение трития и ИВ	■	■	■	■	■	■	■	■	■
Керамические материалы для бланкета	■	■	■	■	■	■	■	■	■
Жидкие металлы для бланкета	■	■	■	■	■	■	■	■	■
Система извлечения трития из бланкета	■	■	■	■	■	■	■	■	■
Инжекция нейтральных частиц	■	■	■	■	■	■	■	■	■
Инжекция пеллет	■	■	■	■	■	■	■	■	■
Газовая инжекция	■	■	■	■	■	■	■	■	■

Уровни, необходимые для ДЕМО-ТИН

Примечание: ■ — в России, ■ — в мире.

Из представленной таблицы видно, что в России имеется значительный задел в сферах применения трития, тритиевых и смежных технологий, в частности, были проведены исследования по ключевым технологиям ТЦ: исследованы тритийвоспроизводящие материалы (Li, эвтектики Li—Pb, Li_4SiO_4 , Li_2TiO_3 и др.) и методы извлечения трития из бланкета. Среди наиболее развитых технологий можно выделить инжекцию крио-пеллет, состоящих из трития и смесей на его основе (TRL4-5). К числу наименее развитых технологий можно отнести извлечение трития из бланкета (TRL3-4) (в России технология опробована только в лабораторном масштабе).

В настоящее время уровень готовности технологий тритиевого ТЦ реактора ДЕМО-ТИН в большинстве случаев недостаточен для их успешного и безопасного использования. Развитие этих технологий возможно в направлении, соответствующем мировому состоянию готовности, которое, за редким исключением, выше российского. Для этого необходимо создавать специализированные стенды и масштабные термоядерные установки, которые позволят проводить отработку и демонстрацию технологий в условиях, приближенных к целевым для ДЕМО-ТИН. К таким стендам можно отнести интегрированную модель замкнутого топливного цикла, работающую с несколькими десятками граммов трития, термоядерную установку малой мощности с топливным циклом, работающую в квазистационарном режиме, стенд для нейтронного облучения бридерных материалов и последующего извлечения трития, работающий в непрерывном режиме, и некоторые другие.

Необходимо также учитывать, что возможности дальнейшего развития, совершенствования и масштабирования технологий ограничены их существенной зависимостью от поставок зарубежных комплектующих (электронных компонентов, специальных материалов, сложного оборудования, программного обеспечения и т.д.).

ВЫВОДЫ

В статье проанализирован уровень готовности технологии тритиевого топливного цикла проектируемой гибридной (синтез-деление) установки ДЕМО-ТИН. Для анализа была применена методика Technology readiness level, которая используется в различных отраслях в России и мире. Методика позволила оценить состояние технологий в России, предложить мероприятия для развития и совершенствования технологий до необходимого для ДЕМО-ТИН уровня и провести сравнение технологий с мировым уровнем.

Было показано, что в России имеется задел в сферах применения трития и тритиевых технологий, однако уровень их готовности недостаточен для применения в ТЦ установки ДЕМО-ТИН. Большинство

технологий находятся на стадии разработки TRL4-6. Для повышения уровня готовности необходимо создавать специализированные стенды для отработки и демонстрации технологий, создавать экспериментальные термоядерные установки для апробирования и интеграции технологий. Для осуществления этих работ необходимо значительное финансирование, которое предусмотрено в рамках комплексной программы Госкорпорации «Росатом» «Развитие техники, технологий и научных исследований в области использования атомной энергии в Российской Федерации на период до 2030 г.» и федерального проекта «Развитие термоядерных и инновационных плазменных технологий» [2, 3].

Наиболее высокий уровень характерен для более автономных технологий широкой сферы применения (например, сорбционного хранения трития и других изотопов водорода TRL5-6), низкий уровень готовности характерен для сложных технологий с ограниченной сферой применения (например, технологии инжекции нейтральных пучков TRL3-4 и технологии воспроизводства трития в blankets ТЯР TRL4).

Значимым для развития технологий ТЦ в России является их зависимость от поставок зарубежного высокотехнологического оборудования, программного обеспечения и т.д. Однако, принимая во внимание уникальность установки ДЕМО-ТИН, можно ожидать удовлетворения потребности в таком оборудовании ограниченными поставками или собственным производством.

Уровень готовности рассмотренных технологий в мире в целом выше, что позволяет использовать мировой опыт для развития отечественных технологий и делает привлекательным международное сотрудничество в сфере использования трития и тритиевых технологий в ТЯР.

Исследование выполнено в рамках научной программы Национального центра физики и математики (проект 8 «Физика изотопов водорода», направление 8.4 «Создание Национального центра коллективного пользования «Тритий»).

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. **Иванов Б.В., Ананьев С.С.** Оценка уровня готовности технологий тритиевого цикла в России на примере проекта гибридного реактора ДЕМО-ТИН. — ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез, 2021, т. 44, вып. 4, с. 5—24.
2. **Kuteev B.V., Goncharov P.R.** Fusion-fission hybrid systems: yesterday, today, and tomorrow. — *Fusion Sci. Technol.*, 2020, vol. 76, № 7, p. 836—847.
3. **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.
4. **Ananyev S.S., Ivanov B.V., Kuteev B.V.** Analysis of promising technologies of DEMO-FNS fuel cycle. — *Fusion Eng. Des.*, 2020, vol. 161, p. 111940.
5. **Ananyev S.S., Dnestrovskij A.Y., Kukushkin A.S., Spitsyn A.V., Kuteev B.V.** Architecture of fuel systems of hybrid facility DEMO-FNS and algorithms for calculation of fuel flows in the FC-FNS model. — *Fusion Sci. Technol.*, 2020, vol. 76, № 4, p. 503—512.
6. **Ananyev S.S., Ivanov B.V., Dnestrovskij A.Y., Kukushkin A.S., Spitsyn A.V., Kuteev B.V.** Concept development and candidate technologies selection for the DEMO—FNS fuel cycle systems. — *Nucl. Fusion*, 2021, vol. 61, № 11, p. 116062.
7. **Héder M.** From NASA to EU: the evolution of the TRL scale in Public Sector Innovation. — *Innov. J.*, 2017, vol. 22, № 2, p. 1—23.
8. **Tillack M.S. et al.** An evaluation of fusion energy R&D gaps using technology readiness levels. — *Fusion Sci. Technol.*, 2009, vol. 56, № 2, p. 949—956.
9. **Ploekl B., Day C., Lamalle P., Lang P.T., Rohde V., Viezzer E.** The enhanced pellet centrifuge launcher at ASDEX Upgrade: advanced operation and application as technology test facility for ITER and DEMO. — *Fusion Eng. Des.*, 2015, vol. 96—97, p. 155—158.
10. **Lang P.T. et al.** Final design of the JT-60SA pellet launching system for simultaneous density and ELM control. — *Ibid.*, 2019, vol. 146, p. 91—95.
11. **Géraud A. et al.** Status of the JET high frequency pellet injector. — *Ibid.*, 2013, vol. 88, № 6—8, p. 1064—1068.
12. **Combs S.K., Baylor L.R., Meitner S.J., Caughman J.B.O., Rasmussen D.A., Maruyama S.** Overview of recent developments in pellet injection for ITER. — *Fusion Eng. Des.*, 2012, vol. 87, № 5—6, p. 634—640.
13. **Lang P.T. et al.** Considerations on the DEMO pellet fuelling system. — *Ibid.*, 2015, vol. 96—97, p. 123—128.
14. **Abdou M. et al.** Blanket/first wall challenges and required R&D on the pathway to DEMO. — *Ibid.*, 2015, vol. 100, p. 2—43.
15. **Kukushkin A.S., Polevoi A.R., Pacher H.D., Pacher G.W., Pitts R.A.** Physics requirements on fuel throughput in ITER. — *J. Nucl. Mater.*, 2011, vol. 415, № 1, p. S497—S500.
16. **Wang H., Peng S., Wang X.** R&D Progresses of D—T Fuel cycling for CFETR. — In: 12th International Conference on Tritium Science & Technology (Tritium-2019). Busan, Republic of Korea, 22—26 April 2019, p. O6B.2.
17. **Dnestrovskiy A.Y., Kukushkin A.S., Kuteev B.V., Sergeev V.Y.** Integrated modelling of core and divertor plasmas for the DEMO Fusion Neutron Source hybrid facility. — *Nucl. Fusion*, 2019, vol. 59, № 9, p. 096053.
18. **Butler B. et al.** Latest design developments for the fuel cycle and tritium plant for the European DEMO Fusion Reactor. — In: 12th International Conference on Tritium Science & Technology (Tritium-2019). Busan, Republic of Korea, 22—26 April 2019, p. O2B.4.
19. **Ананьев С.С., Днестровский А.Ю., Кукушкин А.С.** Поток в системах топливного цикла ДЕМО-ТИН с учетом D- и T-пеллет инжекции. — *Физика плазмы*, 2022, vol. 48, № 3, p. 195—211.
20. **ITER 2009 Baseline.** Plant Description, 2009.

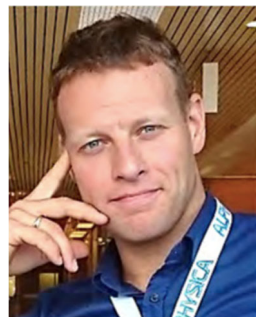
21. **Baylor L., Meitner S., Duckworth R., Gebhart T.** Challenges of fueling fusion plasmas with deuterium-tritium pellets. — In: 12th International Conference on Tritium Science & Technology (Tritium-2019). Busan, Republic of Korea, 22—26 April 2019, p. P2_44.
22. **Ananyev S.S., Spitsyn A.V., Kuteev B.V.** Hydrogen isotopes distribution modeling by «FC-FNS» code in fuel systems of fusion neutron source DEMO-FNS. — *Fusion Eng. Des.*, 2019, vol. 146, p. 582—585.
23. **Ananyev S.S., Dnestrovskij A.Y., Kukushkin A.S., Spitsyn A.V., Kuteev B.V.** Integration of coupled modeling of the core and divertor plasmas into «FC-FNS» code and application to DEMO-FNS project. — *Fusion Eng. Des.*, 2020, vol. 155, p. 111562.
24. **Kukushkin A.S., Sergeev V.Y., Kuteev B.V.** Analysis of pumping conditions in DEMO-FNS. — In: 46th EPS Conference on Plasma Physics. Milan, Italy, 8—12 July 2019, p. 2—5.
25. **Kuteev B.V. et al.** Development of an ITER Pellet Fueling System in Russia. — *Fusion Technol.*, 1994, vol. 26, № 3P2, p. 642—648.
26. **Веденеев А.И. и др.** Экспериментальный замкнутый контур для динамического моделирования вакуумно-тритиевого комплекса термоядерных реакторов: Препринт ВНИИЭФ 57-97, 1997.
27. **Hemsworth R.S., Inoue T.** Positive and negative ion sources for magnetic fusion. — *IEEE Trans. Plasma Sci.*, 2005, vol. 33, № 6 I, p. 1799—1813.
28. **Ananyev S.S., Dlougach E.D., Krylov A.I., Kuteev B.V., Panasenkov A.A.** Concept of plasma heating and current drive neutral beam system for fusion neutron source DEMO-FNS. — *Probl. At. Sci. Technol. Ser. Thermonucl. Fusion*, 2018, vol. 41, № 1, p. 5—17.
29. **Ananyev S., Dnestrovskij A., Kukushkin A.** Selection of fuel isotope composition in heating injectors of the FNS-ST compact fusion neutron source. — *Appl. Sci.*, 2021, vol. 11, № 16, p. 7565.
30. **Panasenkov A.A., Ananyev S.S., Dlougach E.D., Kuteev B.V.** Analysis of the setup and parameters of the fins-st tokamak fast atom injector. — *Probl. At. Sci. Technol. Ser. Thermonucl. Fusion*, 2021, vol. 44, № 2, p. 86—99.
31. **Krylov A., Hemsworth R.S.** Gas flow and related beam losses in the ITER neutral beam injector. — *Fusion Eng. Des.*, 2006, vol. 81, № 19, p. 2239—2248.
32. **Anderson C.J., Gernius R.J., Howald A.M., Anderson L.W.** Production of fast H⁰ atoms by stripping H-ions in gas and vapor targets. — *Phys. Rev. A*, 1980, vol. 22, № 3, p. 822—834.
33. **Semashko N.N., Kuznetsov V.V., Krylov A.I., Firsov P.S.** Production of negative ions by double charge exchange and their acceleration. — *AIP Conference Proceedings*, Upton, NY, USA, October 1986, vol. 158, p. 334—345.
34. **Дьячков Б.А., Петруша В.Ю.** — *Журнал технической физики*, 1968, vol. 38, p. 37.
35. **Бутусов В.И., Свищёв В.С.** Нейтрализатор мощных ионных пучков. — *Журнал технической физики*, 1967, vol. 37, № 10, p. 1818—1824.
36. **Berkner K.H., Pyle R., Savas S.E., Stalder K.R.** Plasma neutralizers for H- or D-beams. — In: *Proc. of 2-nd Symp. on Production and Neutralization of Negative Hydrogen Ions and Beams*. Upton, NY, USA, 6—10 October, 1980, p. 291.
37. **Kulygin V.M. et al.** The next step in the development of a negative ion beam plasma neutralizer for ITER NBI. — *Nucl. Fusion*, 2001, vol. 41, № 4, p. 355—361.
38. **Димов Г.И., Иванов А.А., Росляков Г.В.** — *Физика плазмы*, 1980, т. 6, № 5—6, с. 933.
39. **Емелев И.С., Иванов А.А.** Исследование конверсионной плазменной мишени с мультипольным магнитным полем. — *Физика плазмы*, 2020, т. 46, № 1, с. 3—11.
40. **Fink J.H., Hamilton G.** Efficient production of neutral beams by photo detachment of negative ions. — In: *Proc. of Symp. on Production and Neutralization of Negative Hydrogen Ions and Beams*. Upton, NY, USA, 26 September 1977, p. 185.
41. **Попов С.С., Бурдаков А.В., Иванов А.А., Котельников И.А.** Фотонная ловушка для нейтрализации пучков отрицательных ионов: Препринт arXiv:1504.07511. — Институт ядерной физики им. Г.И. Будкера СО РАН, Новосибирск, 2015.
42. **Popov S.S. et al.** Neutralization of negative hydrogen and deuterium ion beams using non-resonance adiabatic photon trap. — *Nucl. Fusion*, 2018, vol. 58, № 9, p. 096016.
43. **Jones T.T.C. et al.** Tritium operation of the JET neutral beam systems. — *Fusion Eng. Des.*, 1999, vol. 47, № 2, p. 205—231.
44. **Kwon M., KSTAR Team.** Overview of KSTAR Initial Experiments. — In: 23th IAEA Intern. Conf. on Fusion Energy. Daejeon, Republic of Korea, 11—16 October 2010, p. OV/1-1.
45. **Hill D.N.** DIII-D research towards resolving key issues for ITER and steady-state tokamaks. — *Nucl. Fusion*, 2013, vol. 53, № 10.
46. **Oikawa T. et al.** Reactor relevant current drive and heating by N-NBI on JT-60U. — *Nucl. Fusion*, 2001, vol. 41, № 11, p. 1575—1583.
47. **Hemsworth R.S. et al.** Overview of the design of the ITER heating neutral beam injectors. — *New J. Phys.*, 2017, vol. 19, p. 025005.
48. **Toigo V. et al.** The PRIMA Test Facility: SPIDER and MITICA test-beds for ITER neutral beam injectors. — *New J. Phys.*, 2017, vol. 19, № 8.
49. **Tran M.Q. et al.** Status and future development of heating and current drive for the EU DEMO. — *Fusion Eng. Des.*, 2022, vol. 180, p. 113159.
50. **Ananyev S.S., Dlougach E.D., Krylov A.I., Panasenkov A.A., Kuteev B.V.** Modeling and optimization of the neutral beam line for plasma heating and current drive for the DEMO-FNS fusion neutron source project. — *Fusion Eng. Des.*, 2020, vol. 161, p. 112064.
51. **Ananyev S.S., Dlougach E.D., Klishchenko A.V.** Analysis of the DEMO-FNS magnetic field influence on the neutral beam injection and methods of injectors shielding. — *Probl. At. Sci. Technol. Ser. Thermonucl. Fusion*, 2021, vol. 44, № 1, p. 45—56.
52. **Ananyev S.S., Dnestrovskij A.Y., Kukushkin A.S.** Integrated modeling of fuel flows in the plasma and the injection and pumping systems for the DEMO-FNS fusion neutron source. — *Probl. At. Sci. Technol. Ser. Thermonucl. Fusion*, 2021, vol. 44, № 2, p. 65—77.
53. **Бельченко Ю.И. и др.** Возможная схема инжектора атомарного пучка для нагрева плазмы и генерации тока в токамаке TRT. — *Физика плазмы*, 2021, т. 47, № 11, с. 1031—1037.
54. **Gusev V.K. et al.** Neutral injection complex for the Globus-M spherical tokamak. — *Techn. Phys.*, 2007, vol. 52, № 9, p. 1127—1143.
55. **Shpanskiy Y.S.** Progress in the design of the DEMO-FNS hybrid facility. — *Nucl. Fusion*, 2019, vol. 59, № 7, p. 076014.
56. **Maruyama S. et al.** Fuelling and disruption mitigation in ITER. — In: 23rd IEEE/NPSS Symp. on Fusion Engineering. San Diego, California, USA, Jun. 2009, p. 1—4.
57. **Ploekl B. et al.** Matter injection technology for DEMO, state of the art. — *Fusion Eng. Des.*, 2017, vol. 123, p. 186—191.

58. **Pearson, R.J., Antoniazzi A.B., Nuttall W.J.** Tritium supply and use: a key issue for the development of nuclear fusion energy. — *Fusion Eng. Des.*, 2018, vol. 136, p. 1140—1148.
59. **Shlenskii M.N., Lopatkin A.V., Lukasevich I.B., Strebkov Y.S.** Tritium production in the blanket of a demonstration thermonuclear plant using nuclear raw materials. — In: 8th IAEA DEMO Programme Workshop. Vienna, Austria, 30 August — 2 September 2022.
60. **Katayama K., Nishikawa M.** Recovery of tritium bred in blanket. — In: *Tritium: Fuel of Fusion Reactors*. Ed. by T. Tanabe. 2017, p. 273—296.
61. **Zaurbekova Z.A. et al.** Study of tritium and helium generation in lithium-containing materials and their release (Review). — *Probl. At. Sci. Technol. Ser. Thermonucl. Fusion*, 2018, vol. 41, № 4, p. 14—25.
62. **Ентяков Б.Н.** Создание производства трития в СССР. — В сб.: Доклады Пятой международной конференции и Девятой международной школы молодых ученых и специалистов им. А.А. Курдюмова. Под ред. д. техн. н. А.А. Юхимчука, Саров, 2014, т. 1, с. 28—38.
63. **Капышев В.К. З.В.** Ершова и исследования инженерных проблем управляемого термоядерного синтеза. — В сб.: Первая леди советской атомной науки. Сборник статей к 100-летию со дня рождения З.В. Ершовой. — М., 2004, с. 72—78.
64. **Karychev V. et al.** Materials and fabrication technology of modules intended for irradiation tests of blanket tritium-breeding zones in Russian fusion reactor projects. — *J. Nucl. Mater.*, 2000, vol. 283—287, № PART II, p. 1429—1433.
65. **Евграфова Д.И., Ершова З.В., Капышев В.К., Сахаров В.И.** Экспериментальное определение коэффициента воспроизводства трития. — *Атомная энергия*, 1980, т. 48, вып. 1, с. 44—46 [Online]. Available: http://elib.biblioatom.ru/text/atomnaya-energiya_t48-1_1980/go,46/.
66. **Капышев В.К. и др.** Исследование свойств литийсодержащих керамик, предполагаемых к использованию в blankets российских термоядерных реакторов, и оценка их влияния на технологические системы реакторов. — *ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез*, 2003, т. 2, с. 17—27.
67. **Karychev V.K. et al.** Model and mockup of DEMO ceramic breeding zone for testing in the IVV-2M reactor. — *Fusion Technol.*, 2001, vol. 39, № 1, p. 45—53.
68. **Karyshev V., Kovalenko V., Poliksha V., Sidorov A., Strebkov Y., Yukhnov N.** Experimental estimate of tritium production parameters for RF test blanket module. — *Fusion Eng. Des.*, 2008, vol. 83, № 7—9, p. 1204—1207.
69. **Капышев В.К. и др.** Система для экспериментальной оценки производства трития и параметров, характеризующих радиационные повреждения материалов, в испытательном модуле ИТЭР. — *ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез*, 2010, вып. 1, с. 13—22.
70. **Leshukov A.Y. et al.** Results of calculations and design activities on the lithium-lead Test blanket module with ceramic breeder. — *Probl. At. Sci. Technol. Ser. Thermonucl. Fusion*, 2013, vol. 36, № 3, p. 3—25.
71. **Kovalenko V.G., Danilov I.V., Sergeev G.A., Shushlebin V.V.** In-pile loop with lithium-lead eutectic. — *Probl. At. Sci. Technol. Ser. Thermonucl. Fusion*, 2015, vol. 38, № 2, p. 16—21.
72. **Бекман И.Н. и др.** Диффузия трития, генерируемого в метатитанате лития Li_2TiO_3 в процессе облучения тепловыми нейтронами в реакторе ВВР-К. — *Probl. At. Sci. Technol. Ser. Thermonucl. Fusion*, 2009, vol. 32, № 2, p. 83—92.
73. **Гордиенко Ю.Н. и др.** Экспериментальный стенд для проведения исследований взаимодействия водорода и его изотопов с конструкционными материалами ЯР и ТЯР в условиях нейтронного облучения на исследовательском реакторе ИВГ.1М — В сб.: Взаимодействие изотопов водорода с конструкционными материалами. IHISM'14. Сборник докладов. Под ред. А.А. Юхимчука. — Саров: ФГУП «РФЯЦ — ВНИИЭФ», 2015, с. 357—367.
74. **Giancarli L.M. et al.** Overview of recent ITER TBM program activities. — *Fusion Eng. Des.*, 2020, vol. 158, p. 111674.
75. **Yadav B.K., Gandhi A., Verma A.K., Sandeep K.T., Chaudhari V., Kumar E.R.** Helium cooling systems for Indian LLCB TBM testing in ITER. — *Fusion Eng. Des.*, 2017, vol. 124, p. 710—718.
76. **Zhu Q., Chen W., Bao J., Du H., Liu S., Huang K.** Experimental study on tritium breeding in water-cooled ceramic breeder blanket mock-up under D—T neutron irradiation conditions. — *Nucl. Fusion*, 2021, vol. 61, № 6.
77. **Gwon H., Tanigawa H., Hattori K., Iida H., Hirose T., Kawamura Y.** Tritium breeding capability of water cooled ceramic breeder blanket with different container designs. — *Fusion Eng. Des.*, 2019, vol. 146, p. 1886—1890.
78. **Utili M., Alberghi C., Candido L., Papa F., Tarantino M., Venturini A.** TRIEX-II: an experimental facility for the characterization of the tritium extraction unit of the WCLL blanket of ITER and DEMO fusion reactors. — *Nucl. Fusion*, 2022, vol. 62, № 6, p. 66036.
79. **Cristescu I., Draghia M.** Developments on the tritium extraction and recovery system for HCPB. — *Fusion Eng. Des.*, 2020, vol. 158, p. 111558.
80. **Luo D. et al.** Recent progress of China HCCB TBM tritium system. — *Fusion Eng. Des.*, 2016, vol. 109—111, p. 416—421.
81. **Cristescu I., Priester F., Rapisarda D., Santucci A., Utili M.** Overview of the tritium technologies for the EU DEMO breeding blanket. — *Fusion Sci. Technol.*, 2020, vol. 76, № 4, p. 446—457.
82. **Wang, X., Ran G., Wang H., Xiao C., Zhang G., Chen C.** Current Progress of Tritium Fuel Cycle Technology for CFETR. — *J. Fusion Energy*, 2019, vol. 38, № 1, p. 125—137.
83. **Wan Y. et al.** Overview of the present progress and activities on the CFETR. — *Nucl. Fusion*, 2017, vol. 57, № 10, p. 102009.
84. **Tanabe T.** *Tritium: Fuel of Fusion Reactors*. — Tokyo: Springer Japan, 2017.
85. **Andreev B.M., Magomedbekov E.P., Sicking G.H.** Interaction of Hydrogen Isotopes with Transition Metals and Intermetallic Compounds. — Heidelberg: Springer Verlag, 1996. [Online]. Available: <http://link.springer.com/10.1007/BFb0045240>.
86. **Юхимчук А.А.** Изотопы водорода. Фундаментальные и прикладные исследования. Сборник статей. — Саров: ФГУП «РФЯЦ — ВНИИЭФ», 2009.
87. **Беловодский Л.Ф., Гаевой В.К., Гришмановский В.И.** Тритий. — М.: Энергоатомиздат, 1985 [Online]. Available: http://elib.biblioatom.ru/text/belovodskiy_tritiy_1985/go,3/.

88. **Балуев В.В., Попов В.В., Гришечкин С.К., Юхимчук А.А., Kumar S., Siskind B.** Разработка металлгидридного бака для автотранспортных средств. Патент РФ № 75708. Опубликовано 20.08.2008.
89. **Вертей А.В., Гришечкин С.К., Малков И.Л., Фильчагин С.В., Юхимчук А.А.** Циклические ресурсные испытания прочностных макетов трубчатого элемента. — В сб.: Взаимодействие изотопов водорода с конструкционными материалами. IHISM'11. Сборник докладов. Под ред. А.А. Юхимчука. — Саров: ФГУП «РФЯЦ — ВНИИЭФ», 2012, с. 441—448.
90. **Юхимчук А.А., Попов В.В., Балуев В.В., Гришечкин С.К., Scott J.** Устройство для хранения и подачи газообразного топлива RU 75708 U1. Патент РФ № 75708 U1. Опубликовано 20.08.2008.
91. **Попович В.А.** Способ хранения и подачи газообразного водорода. Патент РФ № 2381413 C9. Опубликовано 20.12.2011.
92. **Golubkov A.N., Yukhimchuk A.A.** High-pressure hydrogen isotopes sources based on vanadium hydride. — *Hyperfine Interact.*, 2001, vol. 138, № 1—4, p. 403—408.
93. **Yukhimchuk A.A. et al.** Research and development facilities for safety handling with tritium and its compounds in fundamental and applied study. — *Probl. At. Sci. Technol. Ser. Thermonucl. Fusion*, 2013, vol. 36, № 3, p. 26—52.
94. **Юхимчук А.А. и др.** Устройство для подачи изотопов водорода в приемник (варианты). Патент РФ 2234973 C2, 2004.
95. **Максимкин И.П. и др.** Исследование алюмооксидной керамики как перспективного конструкционного материала для тритиевых технологий. — В сб.: Взаимодействие изотопов водорода с конструкционными материалами. IHISM'16. Сборник докладов. Под ред. А.А. Юхимчука. — Саров: ФГУП «РФЯЦ — ВНИИЭФ», 2017, с. 286—291.
96. **Беловодский Л.Ф., Хапов А.С., Киселев В.Г., Роухманенков А.С.** Технологическая ловушка для хранения трития. — В сб.: Взаимодействие изотопов водорода с конструкционными материалами. IHISM'16. Сборник докладов. Под ред. А.А. Юхимчука. — Саров: ФГУП «РФЯЦ — ВНИИЭФ», 2017, с. 275—285.
97. **Юхимчук А.А. и др.** Способ хранения и выделения изотопов водорода и устройство для его осуществления. Патент РФ № 2556110 C2. Опубликовано 10.07. 2015.
98. **Ривкис Л.А. и др.** Контейнер для водорода и его изотопов. Патент РФ № 2383955 C2. Опубликовано 10.03.2010.
99. **Yukhimchuk A.A. et al.** Status of works on A-40-MCI-Activity tritium source for the measurement of the antineutrino magnetic moment. — *Fusion Sci. Technol.*, 2005, vol. 48, № 1, p. 731—736.
100. **Юхимчук А.А., Ильяев Р.И.** Работы по водородной тематике в РФЯЦ — ВНИИЭФ. Состояние и перспективы. — В сб.: Взаимодействие изотопов водорода с конструкционными материалами. IHISM'14. Сборник докладов. Под ред. А.А. Юхимчука. — Саров: ФГУП «РФЯЦ — ВНИИЭФ», 2015, с. 10—28.
101. **Lässer R. et al.** Overview of the performance of the JET active gas handling system during and after DTE1. — *Fusion Eng. Des.*, 1999, vol. 47, № 2—3, p. 173—203.
102. **Perevezentsev A., Hemmerich J.** Tritium accounting by in-situ calorimetry of the jet uranium container. — *Fusion Sci. Technol.*, 2002, vol. 41, № 3 II, p. 797—800.
103. **Perevezentsev A. et al.** Operational experience with the JET impurity processing system during and after DTE1. — *Fusion Eng. Des.*, 1999, vol. 47, № 2—3, p. 355—360.
104. **Cho S. et al.** Status of R&D Activities on the ITER tritium storage and delivery system. — In: 22nd IAEA Fusion Energy Conference. Geneva, Switzerland, 2008, p. IT/P7-22.
105. **Chung H. et al.** Korea's progress on the ITER tritium systems. — *Fusion Eng. Des.*, 2009, vol. 84, № 2—6, p. 599—603.
106. **Jung K.J. et al.** Tritium research activities in Korea. — *Fusion Eng. Des.*, 2016, vol. 113, p. 236—249.
107. **Son S.H., Lee K., Kim K.S.** Tritium production, recovery and application in Korea. — *Appl. Radiat. Isot.*, 2009, vol. 67, № 7—8, p. 1336—1340.
108. **Kang H., Chung D., Chang M.H., Yun S.-H.** Development of depleted uranium bed for tritium fuel cycle and basic absorption/desorption experiments. — *Fusion Eng. Des.*, 2018, vol. 132, p. 86—89.
109. **Kang H., Chung D., Yun S., Jung P.-K., Lee J.-U., Chang M.H.** Characteristics of uranium hydride bed for fusion fuel cycle: Hydrogen and deuterium absorption. — *Intern. J. Hydrogen Eng.*, 2022, vol. 47, № 52, p. 22093—22104.
110. **Lee S. et al.** Development of ITER tritium transport package. — *Fusion Eng. Des.*, 2013, vol. 88, № 3, p. 136—144.
111. **Heung L.K.** Design of Metal Hydride Vessels for Processing Tritium. WSRC-MS- 2001-00179, Westinghouse Savannah River Company, Aiken, SC, USA, 2001.
112. **O'Hira S., Suzuki T., Hode S., Nishi M.** Design study of a tritium transport package for future fusion reactors. — *Fusion Eng. Des.*, 1999, vol. 45, № 2, p. 187—195.



Борис Владимирович Иванов,
м.н.с.; НИЦ «Курчатовский
институт», 123182 Москва, пл.
Академика Курчатова 1, Рос-
сия
kapjicohh@gmail.com



Сергей Станиславович Ана-
ньев, в.н.с., к.ф.-м.н., лауреат
премий Правительства РФ, им.
И.В. Курчатова и А.П. Алек-
сандрова; НИЦ «Курчатовский
институт», 123182 Москва, пл.
Академика Курчатова 1, Рос-
сия
ananvss@gmail.com

Статья поступила в редакцию 26 сентября 2022 г.

После доработки 3 октября 2022 г.

Принята к публикации 5 октября 2022 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Термоядерный синтез, 2022, т. 45, вып. 4, с. 120—135.