

# ЯДЕРНЫЕ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЕ УСТАНОВКИ, ВКЛЮЧАЯ ПРОЕКТИРОВАНИЕ, ЭКСПЛУАТАЦИЮ И ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ (05.14.03)

УДК 621.039.633

DOI: 10.24160/1993-6982-2022-1-19-38

## Аналитическое моделирование топливного цикла термоядерных и гибридных реакторов

В.И. Кошлань, С.С. Ананьев

Рассмотрены характерные схемы топливного цикла (ТЦ) для термоядерных и гибридных реакторов синтеза-деления. Проанализирована структура ТЦ строящихся и проектируемых установок. Выделены общие черты и особенности архитектуры ТЦ каждой установки. Предложены две упрощенные схемы ТЦ, создана программа для решения системы дифференциальных уравнений и моделирования накопления компонента термоядерного топлива (трития) в системах ТЦ при стационарном режиме работы установок. Проведено сравнение полученных результатов с опубликованными расчетами для установок DEMO, SABR и DEMO-ТИН. Выполнен обзор компьютерных кодов, используемых для численного моделирования ТЦ ТЯР, показана высокая актуальность решаемой задачи и сформулированы предложения относительно дальнейшего развития созданной модели.

*Ключевые слова:* топливный цикл, термоядерный реактор, гибридный реактор синтеза-деления, моделирование топливного цикла, изотопы водорода, тритий.

*Для цитирования:* Кошлань В.И., Ананьев С.С. Аналитическое моделирование топливного цикла термоядерных и гибридных реакторов // Вестник МЭИ. 2022. № 1. С. 19—38. DOI: 10.24160/1993-6982-2022-1-19-38.

## Analytical Simulation of the Fuel Cycle of Fusion and Hybrid Reactors

V.I. Koshlan', S.S. Ananyev

The characteristic fuel cycle (FC) schemes for fusion and hybrid (fusion-fission) reactors are considered. The FC structures of the facilities that are under construction and of newly designed ones are analyzed. The FC architecture general features and specific ones of each facility are highlighted. Two simplified FC schemes are proposed, and a computer program for solving a system of differential equations and simulating the accumulation of fusion fuel component (tritium) in FC systems in a steady-state operation mode of the facilities has been developed. The obtained results are compared with published calculations for the DEMO, SABR, and DEMO-FNS facilities. The computer codes used for numerical simulation of the fusion reactor FCs are reviewed; a high relevance of the problem being solved is shown, and proposals for further sophistication of the developed model are formulated.

*Key words:* fuel cycle, fusion reactor, hybrid fusion-fission reactor, fuel cycle simulation, hydrogen isotopes, tritium.

*For citation:* Koshlan' V.I., Ananyev S.S. Analytical Simulation of the Fuel Cycle of Fusion and Hybrid Reactors. Bulletin of MPEI. 2022;1:19—38. (in Russian). DOI: 10.24160/1993-6982-2022-1-19-38.

### Обзор топливного цикла

Термоядерные (ТЯР) и гибридные реакторы синтеза-деления (ГССД) используют изотопы водорода в качестве топлива для высокотемпературной плазмы, в которой протекают реакции ядерного синтеза [1, 2]. У реакторов, применяющих для удержания плазмы замкнутую магнитную конфигурацию типа токамак [3, 4], поток компонентов топлива в плазму существенно

меньше, чем тот, который необходимо инжектировать в вакуумную камеру установки [1, 5] для обеспечения её эффективной работы. В связи с этим, для действующих токамаков и перспективных реакторов топливо должно использоваться многократно, за счет замкнутой структуры топливного цикла (ТЦ).

Топливным циклом принято называть комплекс систем (при выносе его в отдельное помещение упо-

требляют термин «тритиевый завод»), который служит для обеспечения циркуляции компонентов дейтерий-тритиевого (DT) топлива через вакуумную камеру установки, поддерживая необходимые параметры основной и пристеночной плазмы. Вместе с оборотом компонентов топлива системы ТЦ также должны поддерживать безопасную эксплуатацию установки.

На рисунке 1 дана логическая схема ТЦ и выделены функции основных систем. Для поддержания параметров плазмы в нее инжектируется топливо в различном агрегатном состоянии (пучки быстрых атомов и криогенные пеллеты), а также выполнен газонапуск в вакуумную камеру для обеспечения рабочих режимов удержания плазмы. Компоненты топлива с продуктами горения и примесными газами откачиваются из вакуумной камеры и идут на очистку (разделение) для повторного использования. Инжекция компонентов топлива требует их разделения — получения моноизотопных газов (с возможными примесями другого). Потери топлива за счет выгорания в реакции термоядерного синтеза, диффузии в конструкционные материалы и радиоактивного распада трития должны компенсироваться из долговременного хранилища изотопов водорода. Установки с бланкет-бридером для воспроизводства трития (Т) обеспечивают его наработку в количестве, близком к самообеспечению реактора [6, 7], а также с избытком — для нужд внешних потребителей [1]. Хотя, к последним относится только ГССД [8].

В соответствии с этим термоядерные реакторы (ТЯР и ГССД) делят на три условные группы: (i) — ТЯР без бланкета, (ii) — ТЯР с бланкетом и (iii) — гибридные реакторы. Основная задача реакторов (i) и (ii) — выработка электроэнергии при её многократном превышении над мощностью, необходимой для обеспечения работы установки (отношение указанных величин определяется коэффициентом  $Q$ , который в данном случае много больше 1). В большинстве своем они зависимы от внешних источников топлива — топливный цикл хоть и замкнут, но наработки трития в нем либо не происходит (ТЯР без бланкета), либо не приводит к полному обеспечению потребностей установки (ТЯР с бланкетом).

Тритий в бланкете появляется в результате реакций термоядерных нейтронов с литием, входящим в состав

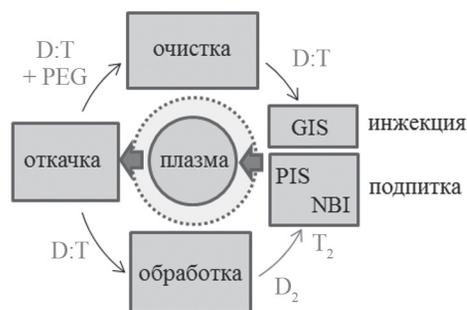


Рис. 1. Схема топливного цикла

бланкета [1, 9]. В зависимости от конструкции бланкета и площади, которую он занимает по отношению к плазме, можно получить коэффициент воспроизводства трития (TBR) близкий к 1,05...1,1, что обеспечит потребности установки с точки зрения выгорания компонента топлива в плазме и радиоактивного распада трития. Между тем, достижение данного критерия в условиях современных технологий не представляется возможным [8].

В гибридных реакторах или ГССД, помимо зоны синтеза (термоядерной плазмы), являющейся источником термоядерных нейтронов (ТИН), должна быть зона с делящимся веществом, служащая размножителем нейтронов [8, 10]. Это обеспечит суммарный коэффициент воспроизводства трития  $TBR > 1$ . Для данного типа установок нет необходимости значительного превышения вырабатываемой энергии над потребляемой ( $Q \sim 1$ ) [2]. В связи с этим можно заключить, что коммерческие ТЯР не могут быть созданы в отсутствие установок для производства трития в виде ядерных реакторов деления или ГССД.

Рассмотрим архитектурные решения для ТЦ всех групп установок, а также приведем модели ТЦ и представим результаты моделирования топливных потоков и накопления Т в ТЦ ТЯР и ГССД.

### Термоядерный реактор без бланкета

К первой группе реакторов относятся такие установки, как Tokamak Fusion Test Reactor (TFTR) [11], Joint European Torus (JET) [12], а также проектируемые ИГНИТОР [13] и др. Все они работали (работают) или планируют работу с использованием тяжелых изотопов водорода для протекания реакций синтеза. Сознательно не анализируются современные установки ASDEX, WEST, EAST, Глобус2М, ST40 и др., а также создаваемые JT60SA, DTT и др., не работающие с тяжелыми изотопами водорода и не имеющие в своем составе ТЦ (в том представлении, которое было сформулировано в начале статьи). Между тем, к данному классу со временем можно будет отнести токамак T15МД [14], несмотря на отсутствие режимов с тяжелыми изотопами водорода. План работ на установке предусматривает создание модели ТЦ в рамках федерального проекта «Развитие техники, технологий и научных исследований в области использования атомной энергии в Российской Федерации на период до 2024 года» [15]. Однако структура ТЦ в большей мере должна соответствовать задачам ГССД.

Развитие ТЦ для ТЯР началось с реактора TFTR [11] (рис. 2). Это первая установка, на которой были проведены масштабные исследования DT-плазмы и внедрена система разделения изотопов водорода (хотя долгое время установка эксплуатировалась в режиме, при котором продукты, содержащие тритий, транспортировались на химкомбинат Savannah River National Laboratory для обработки и затем возвращались для

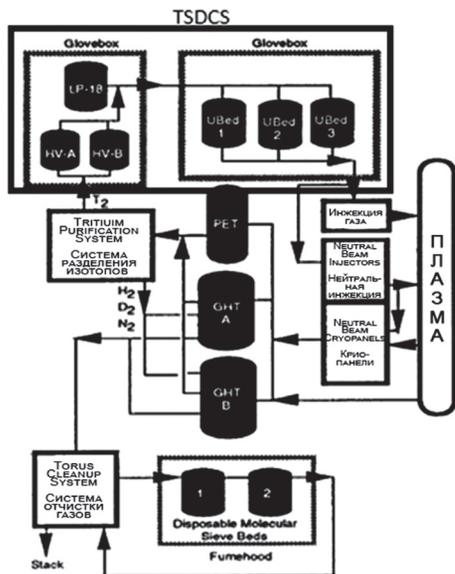


Рис. 2. Топливный цикл TFTR:

Plasma Exhaust Tank (PET) — резервуар для приема выхлопных газов; Gas Holding Tanks (GHT) — система хранения выхлопных газов; Tritium Storage and Delivery Cleanup System (TSDCS) — системы хранения и подготовки газов

последующих экспериментов). В ходе экспериментов на TFTR планировалось достичь безубыточности по энергии ( $Q \geq 1$ ). Однако добиться этого не удалось, а максимальный выход по энергии был зафиксирован в районе 10,7 МВт, что в эквиваленте  $Q \sim 0,2$ . Несмотря на это, данный реактор заложил основу для будущих исследований.

В 1996 г. в составе комплекса TFTR начала функционировать система разделения изотопов водорода — Tritium Purification System (TPS) [16]. Она была предназначена для извлечения и очистки трития из выхлопных газов токамака для его повторного использования в качестве топлива для плазмы. Система очистки работала в два этапа: отделяла изотопы водорода от примесей, возникающих в процессе работы установки через мембранный элемент из сплава свинца и серебра (Pd/Ag), и разделяла изотопы водорода с помощью многоступенчатой системы криогенной дистилляции. TPS взаимодействовала с резервуарами для приема и хранения выхлопных газов Gas Holding Tanks (GHT), системой очистки этих газов Torus Cleanup System (TCS), системами топливной инжекции и системой подготовки газов Tritium Storage and Delivery Cleanup System (TSDCS). При проектировании ТЦ решалась задача создания гибкой системы, позволяющей обрабатывать газ из нескольких источников и направлять полученные изотопные смеси в хранилище.

TFTR использовался до 1997 г. и был демонтирован в сентябре 2002 г. после 15 лет успешной эксплуатации. Спустя два года после первых экспериментов на TFTR, в 1984 г., в Великобритании был введен в эксплуатацию токамак JET [12], работающий по сегодняшний

день. За это время на нем было проведено множество экспериментов. В 1997 г. на установке поставлен мировой рекорд по мощности управляемого термоядерного синтеза в 16 МВт в реакции D–T. При этом параметр  $Q \sim 0,7$ .

В состав ТЦ установки вошла «активная» газоперекачивающая система (AGHS) [17], первоначально спроектированная для перекачки, обработки и рециркуляции газов в данной установке. Затем ее задачи расширились — в результате был получен полноценный экспериментальный топливный цикл, изображенный на рис. 3.

AGHS на JET служит для подачи трития и дейтерия в тор с помощью системы нейтральной инжекции, а также для откачки технологических газовых смесей из тора. Для извлечения изотопов водорода химические соединения в этих газах необходимо разрушить. В результате обработки газовой смеси выделяются: протий, дейтерий и тритий. Последние два используются повторно.

Задача разделения изотопов водорода решена в ТЦ JET двумя системами разделения изотопов: газовой хроматографии Gas Chromatograph (GC) и криогенной дистилляции Cryodistillation (CD). Метод GC наилучшим образом подходит для дообогащения газа, состоящего практически полностью из трития, до необходимого значения. Методика CD, напротив, может разделить газ с любым изотопным составом и выделить из него тритий (до 30 г в сутки). При работе установки (в тритиевых кампаниях) суммарно в обеих системах разделения находилось до 20 г трития, при этом в CD было около 1 г. Обе системы обладают большей проектной производительностью для отработки вопросов масштабирования систем для перспективных реакторов, чем это необходимо.

Изначально CD и GC планировали использовать параллельно. Однако в ходе первой дейтерий-тритиевой экспериментальной кампании (DTE1) было установлено, что систему CD продуктивнее применять для переработки низкотритированных водородных компонентов для предварительного обогащения трития с последующим переводом в систему GC с газобразным тритированным водородом, сбрасываемым в окружающую среду в контролируемых условиях (т. е. при последовательной работе систем).

Опыт работы системы JET CD отличался от опыта работы TPS в TFTR тем, что производительность последней была значительно ниже (0,2...0,4 г в сутки), чем проектные возможности системы JET CD. Содержание T в TPS TFTR составляло 1,4 г, что позволяло переработать всего 8 г трития за сутки (с чистотой на выходе 98%).

Полученные на установке JET научные результаты показали возможность (увеличение коэффициента  $Q$ ) будущего развития направления термоядерных реакторов.

Проект реактора «ИГНИТОР» подразумевает получение высоких значений  $Q$  в компактном токамаке при высоких магнитных полях. Для этого в установке будет организован ТЦ с дейтерий-тритиевым топливом. Схематично он показан на рис. 4 [18]. Архитектура ТЦ, использованная в установках JET или TFTR, была

пересмотрена с учетом особенностей работы токамака ИГНИТОР и его размеров [13].

Принципиально в ТЦ можно выделить следующие подсистемы: вакуумно-технологический комплекс (ВТК), тритиевую технологическую систему (ТТС), систему радиационной безопасности (СРБ), а также

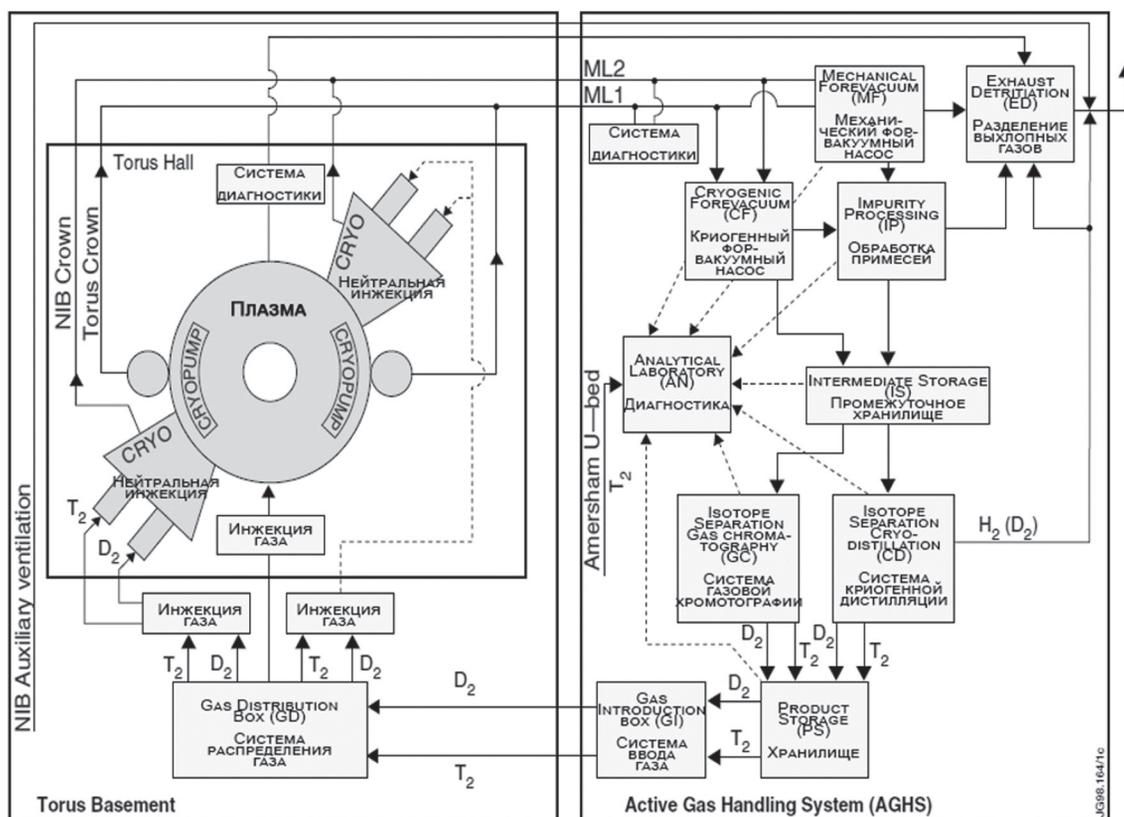


Рис. 3. Схема AGHS с обозначением основных систем ТЦ и потоков  $T_2$  — трития,  $D_2$  — дейтерия,  $H$  — протия,  $DT$  — смеси дейтерия и трития,  $HT$  — смеси протия и трития,  $НТО$  — тритированной воды.

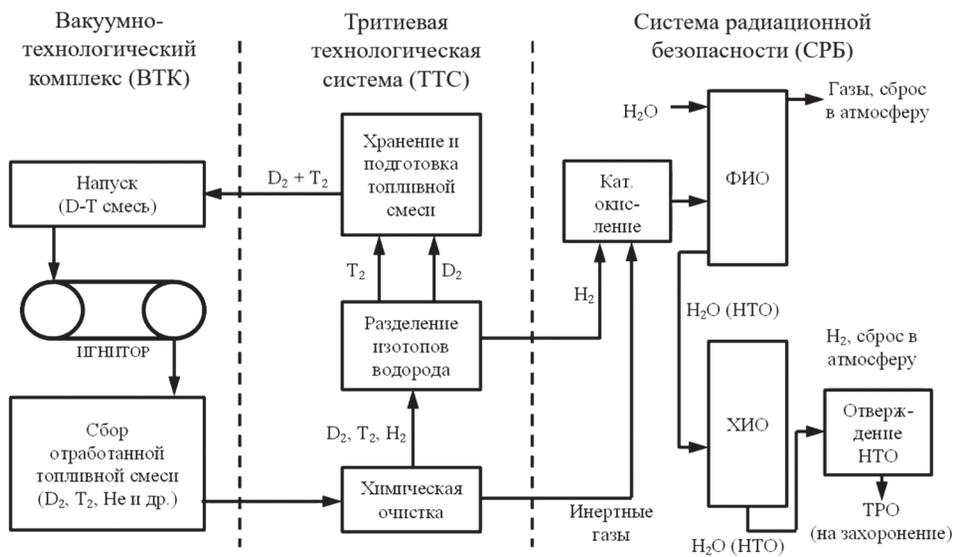


Рис. 4. Принципиальная схема тритиевого цикла ИГНИТОР с основными системами ТЦ и потоками трития ( $T_2$ ), дейтерия ( $D_2$ ), протия ( $H_2$ ) и тритированной воды (НТО)

дополнительную систему аналитического контроля газовых смесей (САК). ВТК состоит из напускающих элементов, токамака и сбора выхлопа. ТТС предназначена для проведения технологических операций с газовыми смесями, поступающих из токамака, и должна состоять из подсистем хранения (для этого выбраны баллоны с двойными стенками или аппараты с металлическим сорбентом), подачи топливной смеси в плазму, химической очистки смеси (планируется использовать катализатор и мембранный или сорбционный методы) и разделения изотопов водорода (с помощью газовой термодиффузии). СРБ служит для детритизации технологических потоков и воздуха рабочих помещений. Для этого будут использованы фазовый изотопный (для очистки воздуха) и химический изотопный (для очистки воды) обмены.

Следует отметить, что все установки работают в импульсном режиме. При этом ТЦ организован таким образом, чтобы осуществлять обработку газовой смеси после одного (нескольких) разрядов установки. Следовательно, ТЦ с описанной архитектурой не может обеспечить длительной работы ТЯР, в противном случае это приведет к необоснованному накоплению трития на установке и нарушениям техники безопасности эксплуатации установки. Для реакторов с режимом длительного удержания плазмы (разряда) должна быть пересмотрена архитектура ТЦ.

### Термоядерный реактор с бланкетом

Следующим этапом в развитии ТЯР с  $Q \gg 1$  должны стать реакторы, способные обеспечивать собственные потребности в дефицитном тритии с помощью бланкета. В связи с отсутствием на сегодняшний день работающих установок с бланкетом, способным нарабатывать тритий, и, соответственно, отработанных технологий, первым шагом в этом направлении является создание современных термоядерных реакторов, имеющих в своем составе тестовые модули бланкета.

После отработки различных технологических решений и с учетом их интеграции в ТЦ установок будет принято решение об их использовании в проектах перспективных ТЯР. Между тем, в мире разрабатывается несколько проектов установок DEMO с концептуальным бланкетом (без конкретики используемых технологий) или имеющих модули бланкета на базе различных технологий (разновидность тестовых модулей). К ним следует отнести CFETR, ARC и др.

Крупнейший строящийся токамак — международный экспериментальный термоядерный реактор ИТЭР (ITER) [19]. Его основная задача — демонстрация возможности коммерческого использования ТЯР, работа с длительными разрядами и достижение  $Q > 5$  [20]. Установка создается усилиями семи стран-участниц, физический пуск должен состояться в 2025 г, а эксперименты с DT плазмой запланированы на 2034 г. При создании установки используются самые передовые технологические, инженерные и научные решения.

Структурная схема ТЦ ИТЭР [20] дана на рис. 5. Основные функции систем ТЦ ИТЭР можно обозначить следующим образом: обработка поступающих извне в топливный цикл партий дейтерия и трития, их хранение, инжекция компонентов топливной смеси в плазму, откачка отработавших газов токамака, последующая очистка газов от примесей и разделение изотопов водорода, детритирование воды, воздуха и технологических жидкостей, выделение трития из конструкционных материалов. В составе ТЦ предусмотрена масштабная система метрологии, контроля и радиационной безопасности.

Помимо этого в состав ТЦ войдут два тестовых модуля бланкета. Из четырех кандидатных технологий для проекта отобраны две: Helium Cooled Pebble Bed (HCPB) и Water Cooled Lithium Lead (WCLL) [21]. Количества воспроизводимого трития будут несущественны для удовлетворения собственных потребностей установки, поэтому использование тестовых



Рис. 5. Структурная схема ТЦ ИТЭР с основными системами ТЦ и условными коммуникациями между ними

модулей рассматривается с точки зрения выбора и отработки технологий воспроизводства трития, его извлечения из теплоносителя/газа-носителя, отработки процедур интеграции контура производства с другими системами ТЦ.

Для разработки архитектуры, её оптимизации и выбора наилучших режимов работы всех систем ТЦ для проекта ИТЭР использовано компьютерное моделирование. С развитием компьютерных мощностей количество и степень детализации компьютерных моделей возрастает. Между тем, как и в случае с TFTR и JET, работа установки подразумевает импульсный режим. Организация ТЦ в этом случае построена по тем же принципам что и для предыдущих установок. С этой точки зрения, наличие в ТЦ бланкета-бридера несущественно влияет на её архитектуру. Согласно оценкам, на площадке ИТЭР может накапливаться до 4 кг трития [22], причем довольно существенное количество (до 700 г) в вакуумной камере.

Проект China Fusion Engineering Test Reactor (CFETR) [23] во многом похож на строящийся реактор ИТЭР, но имеет более амбициозные цели — достижение стабильной работы тритийвоспроизводящих систем и достижение термоядерного синтеза с мощностью в 1 ГВт. Для выполнения первого этапа большое внимание уделено расчетам модулей бланкета [24]. За основу топливного цикла CFETR (рис. 6) взята мо-

дель ИТЭР с условным разделением на основные части: бланкет, диверторные системы, системы обработки и инъекции топливных изотопов водорода, системы очистки тритийсодержащих отходов (TWT) и аналитические подсистемы, причем каждая из этих частей состоит из нескольких подсистем.

Структура ТЦ CFETR имеет ряд отличий от ТЦ ИТЭР, в том числе, направленных на использование трития, выделяемого из бланкета. Таким образом, архитектура ТЦ хотя и оптимизирована для работы установки в импульсных режимах, но имеет особенности, характерные для ТЦ перспективных реакторов со стационарным режимом работы.

Процесс работы ТЦ выглядит следующим образом: перед запуском установки определенное количество трития и дейтерия должно храниться в системе хранения (SDS). Инжекционные системы (FS) и токамак также следует заполнить топливной смесью для возможности зажигания разряда. Чтобы обеспечить термоядерное горение, потоки в системах инъекции и других системах должны быть постоянными на протяжении разряда. После разряда весь газ будет удален из вакуумной камеры, изотопы водорода отделены от примесных газов и направлены в системы разделения и далее — хранения и инъекции. Изотопы водорода из вакуумной камеры и области дивертора проникнут в теплоноситель и бланкет через первую стенку (FW)

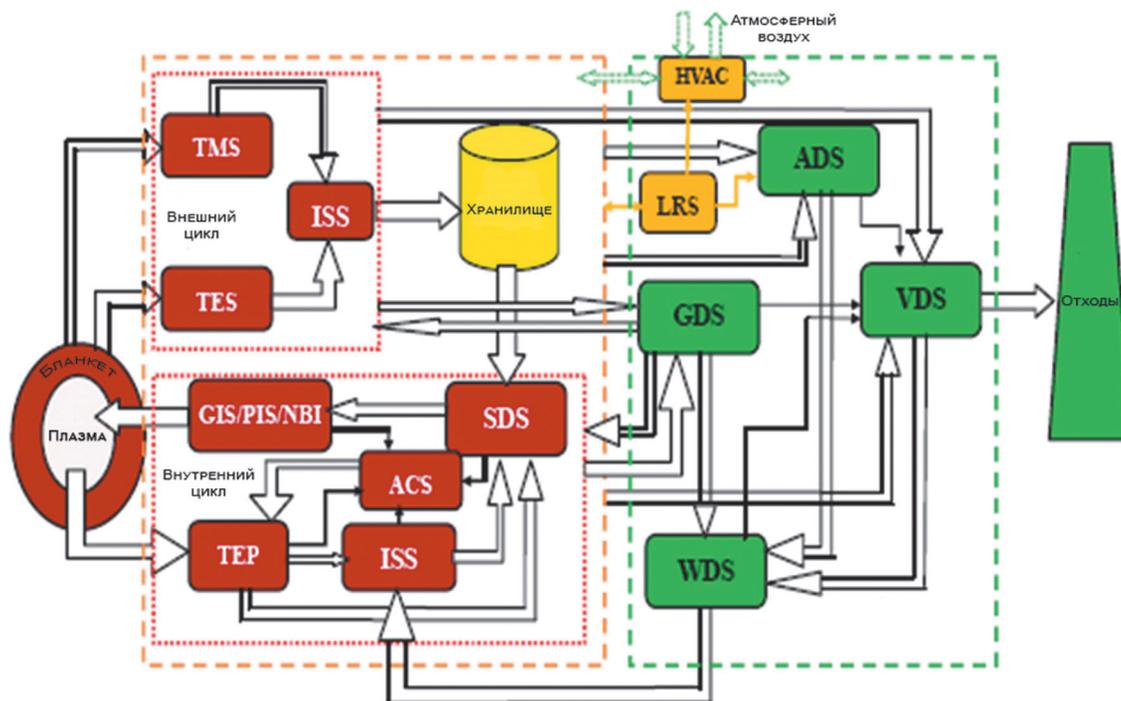


Рис. 6. Модель топливного цикла CFETR:

TES (Tritium Extraction System) — система извлечения трития; ISS (Isotope Separation System) — система разделения водорода; TEP (Tokamak Exhaust Processing) — система обработки выхлопных газов; SDS (Storage System) — система хранения газов; GIS (Gas Injection System) — система газовой инъекции; PIS (Pellet Injection System) — система пеллет инъекции; NBI (Neutral Beam Injection) — система инъекции быстрых атомов; GDS, VDS, WDS (Gas, Vent, Water Detritiation System) — системы детритиации воды, воздуха и технологических газов и жидкостей. Стрелками показано движение компонентов топлива.

токамака и обращенный к плазме материал (PFC) в диверторе за счет процесса диффузии. Затем их нужно извлечь из теплоносителя и конструкционных/функциональных материалов. Система хранения изотопов водорода в ТЦ служит как для первоначальной загрузки изотопов в ТЦ и хранения их запасов (для длительной эксплуатации установки), так и для накопления обработанных между разрядами компонентов топлива. В такой концепции оправданным является полное разделение газов на отдельные изотопы и их раздельная инжекция различными системами. В ТЦ стационарных реакторов должен быть применен другой подход для предотвращения чрезмерного накопления изотопов в системах ТЦ при стационарных потоках топлива.

Согласно оценкам, минимальный запас трития для запуска CFETR составит 483,8 г, а необходимый минимальный коэффициент TBR = 1,05. Достижение этого значения — очень сложная инженерная и физическая задача. По-видимому, данное значение является верхним ограничением для ТЯР с одним дивертором, когда бланкет располагается по всей площади первой стенки (в отличие от размещения тестовых модулей бланкета на внешней стороне в ИТЭР).

Достижение высоких значений TBR в ИТЭР, CFETR и проектах DEMO связано с высоким  $Q$  и быстрым выгоранием трития в плазме  $f_{burnup} > 3\%$ . Прогнозировать степень выполнимости этого условия крайне сложно. Однако, при высоком  $Q$  требуемая доля выгорания топлива может быть достигнута при достаточно глубоко проникновении компонентов топлива в плазму ( $\rho/a < 0,8$ ), что является сложной конструкторской и физической задачей, над которой в данный момент ведутся работы.

Аналогично проекту CFETR, разрабатываемому Китаем параллельно с участием в проекте ИТЭР, другие страны-участницы также проектируют установки уровня DEMO или являющиеся шагом к нему. Так, в США создаются установки ARIES-AT, FNST и ARC [25]. ARC («affordable, robust, compact», что в переводе означает доступный, надежный, компактный) — реактор размером вдвое меньше чем ИТЭР, способный произвести такое же количество энергии при более низких производственных затратах. Предпосылкой для этого стало использование в проекте сверхпроводников недавно обнаруженного класса (известных как оксиды бария–меди). Они позволяют получить магнитное поле с большими значениями [26]. С точки зрения физических принципов в основу данного реактора положен принципиально такой же токамак, что и в проекте ИТЭР, в связи с этим есть основания надеяться, что динамика процесса удержания у них будет близка.

Отличительная особенность указанного проекта — модульная структура его конструкции, позволяющая менять отдельные модули без демонтажа всей установки. Это целесообразно с точки зрения длительной работы с высоким  $Q$  и, следовательно, большими до-

зами нейтронного облучения материалов/компонентов реактора. Для снижения нагрузок на материалы первой стенки и дивертора в проекте ARC предполагается жидкометаллическая стенка [27] с рециркуляцией металла (предположительно лития), что еще больше снизит эксплуатационные расходы. Установка по-прежнему имеет импульсный режим работы с длительными (квазистационарными) разрядами, однако подразумевает проектное время работы 20 лет [28]. Для этого многие системы установки (в том числе ТЦ) должны работать в стационарном режиме. Наличие в составе ТЦ бланкета с проектным TBR ~ 1,08 (делает установку самодостаточной по тритию), а также интеграция жидкометаллических (литиевых) технологий, ставит ТЦ установки ARC максимально близко к ТЦ стационарных реакторов.

Следующий этап развития ТЯР — класс установок DEMO (DEMO), которые должны стать репрезентативной термоядерной электростанцией с точки зрения предсказуемой выработки электроэнергии, самодостаточности по топливу и производительности установки, что позволит экстраполировать оценку экономической жизнеспособности, безопасной эксплуатации, а также экологической устойчивости будущих коммерческих термоядерных электростанций.

Топливный цикл DEMO отличается от конфигурации ТЦ ИТЭР бланкетом и вспомогательными системами, а также дополнительными требованиями к режимам работы установки. Поскольку для получения  $Q \sim 50$  за год будет тратиться порядка 50 кг трития, основные отличия ТЦ DEMO сосредоточены на снижении накопления изотопов в установке при возрастании потоков топлива относительно уровня ИТЭР. Для проекта DEMO, разрабатываемого Евросоюзом [29], предложено не прибегать к полному разделению изотопов, так как в системах разделения может содержаться наибольшее количество трития. В ТЦ должна проходить очистка изотопов водорода от примесей с сохранением изотопного состава, соответствующего составу плазмы D:T = 1:1. Поскольку в криосорбционных насосах накапливается большое количество изотопов водорода (между периодами регенерации криопанелей), для проекта DEMO предложено использовать диффузионные ртутные насосы в комбинации со спиральными форвакуумными, что обеспечит минимальное содержание трития в системе откачки. Для эффективного выделения изотопов водорода из откачиваемого газа предложена концепция прямой внутренней рециркуляции (DIR) [30] за счет применения атомизаторов и сверхпроницаемых металлических мембран на основе сплавов ванадия. Использование указанных технологий привело к существенным отличиям в архитектуре ТЦ, в том числе, появлению двух контуров без разделения изотопов в дополнение к внешнему контуру с «классическими» технологиями разделения изотопов и детритизации выхлопных газов ТЯР (рис. 7).



Пилотными проектами ГССД в РФ должны стать установки ТИН-СТ [32] и ДЕМО-ТИН [33] на основе токамака с высоким аспектным отношением. Мощность синтеза в ТИН имеет порядок 1 и 10...50 МВт соответственно. Обе установки должны обеспечивать непрерывное горение плазмы в течение 5000 ч. При существенных различиях установок за счет их масштаба и применяемых технологий ТЦ в них выполнены по одной архитектуре и подразумевают последовательное развитие систем ТЦ от «маленькой» установки к «большой» [34, 35].

На этапе концептуальной разработки установки ДЕМО-ТИН выбраны сценарии работы, оценены газовые потоки в системах ТЦ и взята его архитектура с учетом применения технологических решений, наилучшим образом удовлетворяющих требованиям к системам ТЦ (рис. 8) [34, 36, 37].

В результате оптимизации [34] в ТЦ ДЕМО-ТИН выделены три контура: первый — грубой переработки газов из системы откачки токамака; второй — выделения трития из бланкета реактора и третий — переработки тритийсодержащих отходов, улавливания трития из технологических потоков (в том числе из воздуха рабочих помещений при аварийных ситуациях) и выделения технологических газов. Подобная архитектура характерна для проектов ДЕМО, однако в конкретном случае имеет существенные технологические отличия за счет значительно меньших требований к производительности систем и потокам через них.

Для создания и поддержания плазменного разряда в ДЕМО-ТИН с коэффициентом усиления мощности  $Q \sim 1$  требуется сравнительно небольшой расход топлива (трития и дейтерия) в плазму — на уровне 0,08 г/с. Системы ТЦ должны поддерживать стационарный режим переработки и подачи топливной смеси. В связи с этим для ТЦ ДЕМО-ТИН предложено обеспечивать циркуляцию смеси изотопов водорода без разделения изотопомеров ( $H_2$ ,  $HD$ ,  $D_2$ ,  $DT$ ,  $T_2$ ), но с ребалансом изотопного состава  $D/T$  в системе газонапуска. Разделение изотопов будет проводиться для потока (< 5% от общего), достаточного, чтобы обеспечить требуемые количества изотопов в системах инжекции, где необходимо использование преимущественно одного изотопа ( $D_2 + T_{imp}$  — в нагревных инжекторах и  $T_2 + D_{imp}$  — для пеллет-инжекции). Обработки такого потока достаточно для контроля доли протия в плазме за счёт его удаления в системе разделения изотопов.

В зависимости от выбранных рабочих параметров плазмы в установках будет содержаться от 200...500 г трития для ТИН-СТ [39] и до 1000...2000 г — для ДЕМО-ТИН [40]. С технической точки зрения описанные проекты наиболее сложны из всех создаваемых (а не концептуальных) ТЯР, хотя используют только отработанные технологии. Между тем, создание установок должно сопровождаться развитием стендовой и макетной баз, в том числе для отработки технологий ТЦ (применительно к ТЯР [41]).

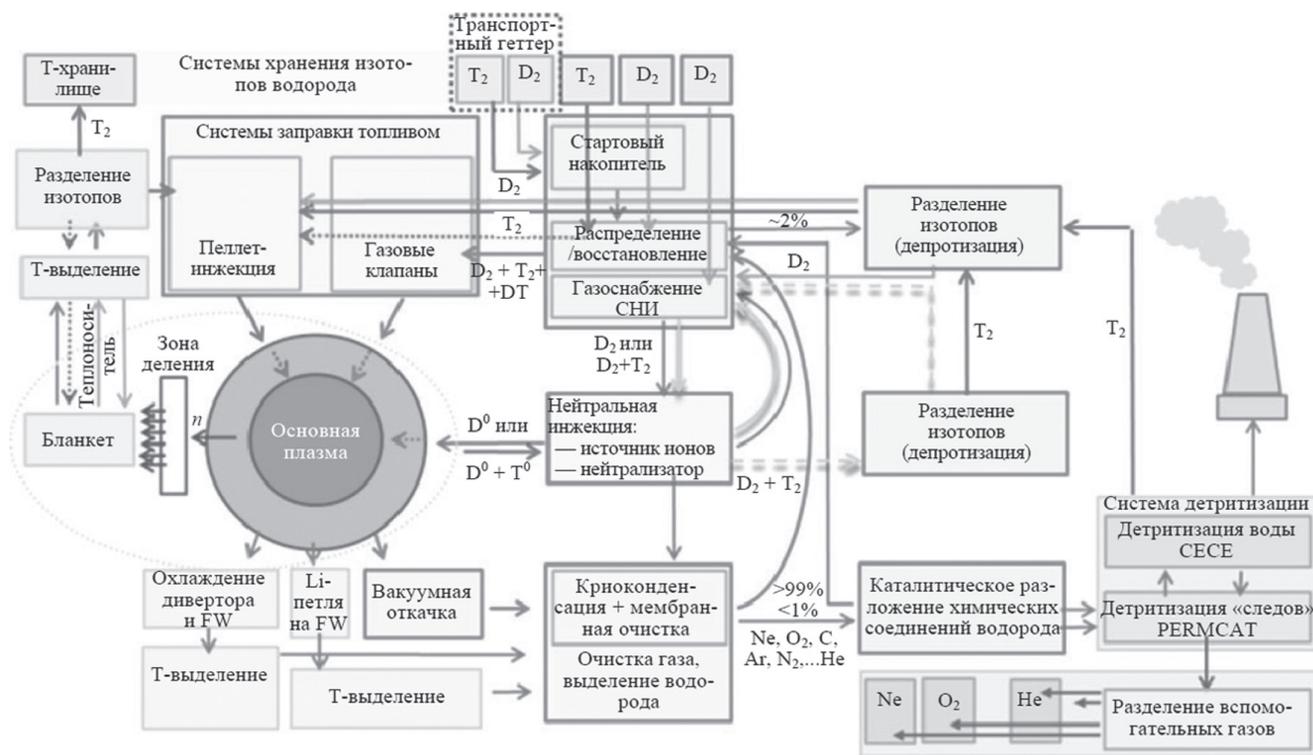


Рис. 8. Схема систем ТЦ ДЕМО-ТИН [38]. Условно обозначены системы первого, второго и третьего контуров, стрелками показаны потоки топливных изотопов водорода

### Моделирование топливного цикла термоядерного реактора

Для оценки параметров систем ТЦ и оптимизации режимов работы его систем необходимо выполнить согласованное моделирование процессов в основной и диверторной плазме, а также связанных с ними процессов в ТЦ [7, 40, 42]. Базовыми задачами системного моделирования ТЯР являются расчет распределения трития в системах ТЦ, оценка потоков топлива в плазму и вакуумную камеру, вычисление темпа бридинга трития и производительности систем ТЦ термоядерного реактора.

Для анализа работы ТЦ установок TFTR и JET использованы модели, описывающие физические процессы в системе разделения изотопов (ISS), поскольку там содержится наибольшее количество водорода, и скорости процессов минимальны (в рамках ТЦ). Усложнение структуры ТЦ (начиная с JET) и необходимость интеграции ISS с другими системами ведут к появлению кодов, моделирующих, помимо ISS, ключевые элементы ТЦ. До недавнего времени для ТЦ ИТЭР использовалась модель CFTRSIM [43], опирающаяся на моделирование процессов в ISS. Развитие проекта ИТЭР и появление других проектов (в том числе, CFETR) привело к созданию новых моделей ТЦ и кодов. Один из наиболее известных — TAS [44], раз-

работанный командой Frontier Development of Science (FDS) из Института технологий безопасности ядерной энергии (NEST) в Китае, базируется на аналитической модели [45]. В ней ТЦ разбит на условные блоки, имеющие входные-выходные потоки частиц (зачастую расчет проводится только для трития) и потери за счет диффузии, радиоактивного распада или термоядерного выгорания. Для каждого блока принимается характерное «время пребывания», на основе которого может быть вычислено содержание трития в блоке при установленном потоке частиц. Аналогичный подход использован в системных кодах. В [46] взята упрощенная модель [45] для оценки стартового количества трития для запуска концептуального гибридного реактора SABR (базирующегося на технологических решениях для ИТЭР). ТЦ концептуальных реакторов в большинстве своём не проработаны в достаточной степени, поэтому использование модели [45] оправдано и позволяет получить необходимые оценки для продолжения работы над проектом или его приостановки.

В связи с актуальностью [7, 47] указанная модель была применена при создании компьютерного кода (написанного на высокоуровневом языке программирования Python). В нее вошло 9 блоков (рис. 9), описывающих основные системы ТЦ с помощью дифференциальных уравнений первого порядка. Решение

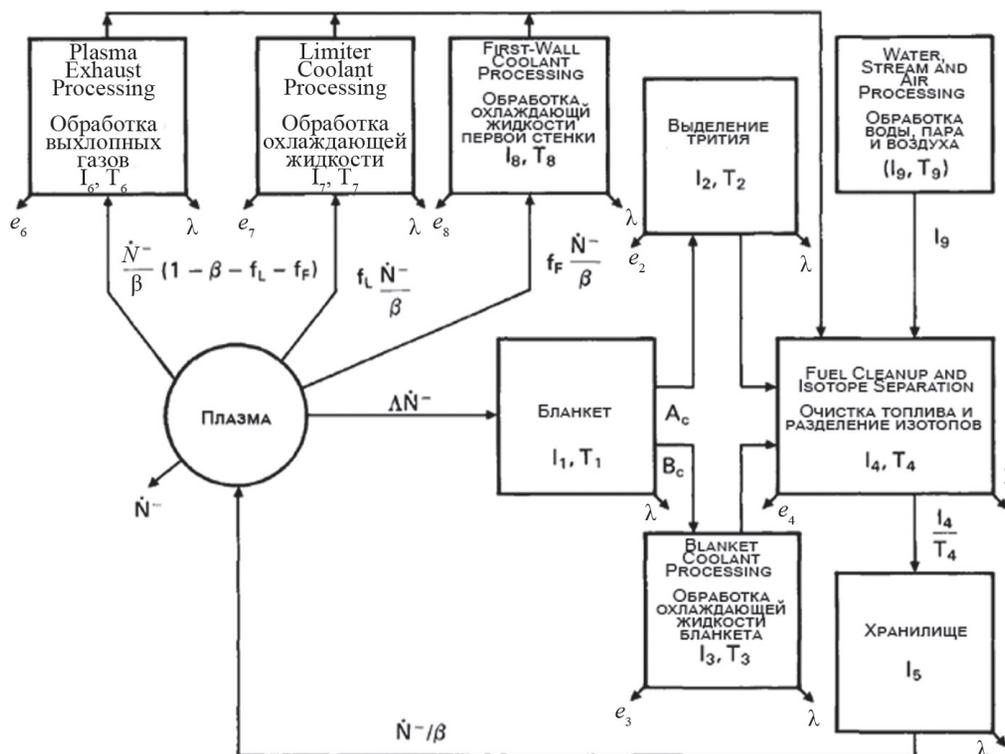


Рис. 9. Схема модели ТЦ [45]:

$N^-$  — скорость горения трития в плазме;  $T_i$  — среднее время пребывания в блоке  $i$ ;  $\varepsilon$  — доля нерадиоактивных потерь трития;  $\lambda$  — постоянная распада трития;  $\beta$  — фракционное выгорание трития в плазме;  $f_L$  — фракционная утечка трития из плазмы в охлаждающую жидкость;  $f_F$  — фракционная утечка трития из плазмы при обработке охлаждающей жидкости первой стенки;  $\Lambda$  — TBR (коэффициент воспроизводства T)

полученной системы уравнений позволяет найти зависимости накопления трития от времени.

На первом этапе разработки сократим количество блоков до трех. Такой же подход был использован в [46]. В упрощенной схеме ТЦ (рис. 10) учитывается выгорание трития в плазме и основные блоки: бланкет, где происходит наработка трития, системы обработки топливной смеси и хранилище.

Расчет зависимости накопления трития в системах ТЦ с учетом потерь выполнен при решении системы уравнений:

$$\dot{I}_1 = \Lambda \dot{N} - \frac{1}{T_1} I_1 - \lambda I_1, I_1(0) = 0;$$

$$\dot{I}_2 = \left(\frac{1}{\beta} - 1\right) \dot{N} + \frac{1-f}{T_1} I_1 - \frac{1-\varepsilon}{T_2} I_2 - \lambda I_2, I_2(0) = 0;$$

$$\dot{I}_3 = \frac{1-\varepsilon}{T_2} I_2 - \frac{\dot{N}}{\beta} - \lambda I_3, I_3(0) = I_0.$$

Предполагается, что время пребывания трития для всех блоков постоянно. Данное приближение наилучшим образом подходит для моделирования работы установок со стационарным режимом работы.

При первоначальной загрузке ТЦ весь тритий находится в стартовом накопителе, откуда распределяется по всем системам ТЦ. После запуска ТЯР начинается наработка трития в бланкете, что приводит к созданию его запасов в накопителе с учётом распада и удовлетворения собственных потребностей установки. Избытки при расширенном производстве также направляются в долговременное хранилище. Следовательно, общее количество трития, содержащегося на установке, включает тритий, находящийся в системах ТЦ, и тритий, располагающийся в стартовом и долговременном накопителях. Стартовый накопитель содержит топливную смесь для загрузки ТЦ, а затем, в процессе работы ТЯР, — запас для отключения тритийвоспроизводящих систем (в наших расчетах — на срок до 20 дней). Долговременный накопитель предназначен для загрузки ТЦ новых термоядерных установок.

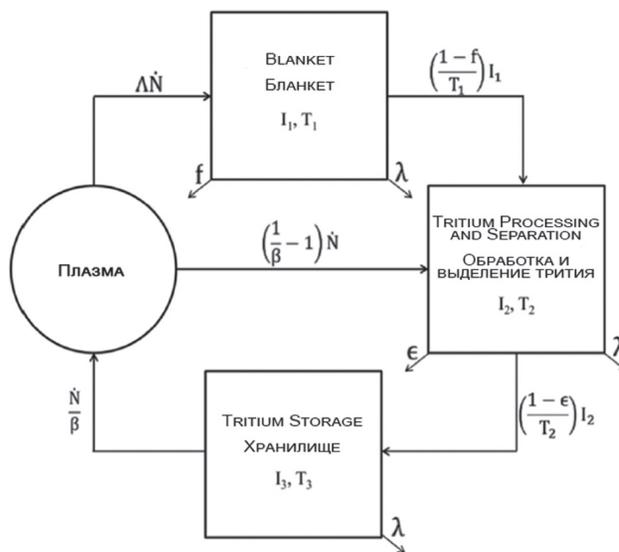


Рис. 10. Упрощенная модель ТЦ [46]:

$\dot{N}$  — скорость горения трития в плазме;  $T_i$  — среднее время пребывания в каждом блоке (индекс  $i$  соответствует номеру блока 1 — 3);  $\varepsilon$  — доля нерадиоактивных потерь трития;  $\lambda$  — постоянная распада трития;  $\beta$  — фракционное выгорание трития в плазме;  $f$  — фракционная утечка трития;  $\Lambda$  — ТВР (коэффициент воспроизводства трития)

Для расчетов взяты два набора параметров: для квазистационарного реактора SABR [46] и стационарного ДЕМО-ТИН [48]. Полученные в результате расчетов зависимости представлены в виде графиков на рис. 11 — 13. Видно, что в начальный период количество трития в стартовом хранилище сокращается (пока в бланкете не накопилось его достаточное количество). После того как количество трития в бланкете выходит на стационар, установка начинает работать в режиме самообеспечения топливом, при этом временная зависимость количества трития меняет характер на противоположный. Таким образом, расчет количества трития в стартовом хранилище является стратегической оценкой с учетом мощности ТЯР и параметров бланкета.

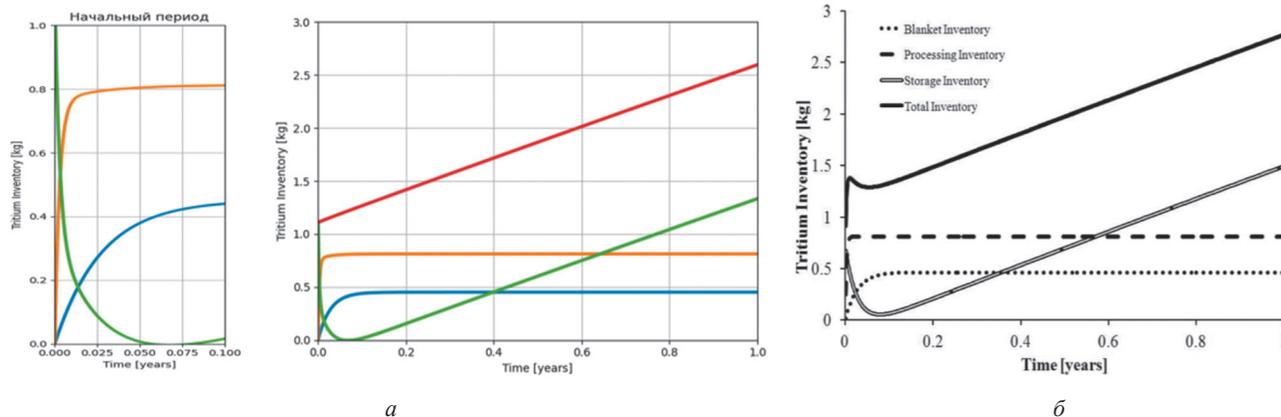


Рис. 11. Результаты моделирования для SABR созданной моделью (а) и из оригинальной статьи [46] (б):

— накопление в бланкете; — накопление в системах обработки; — накопление в хранилище; — общее содержание

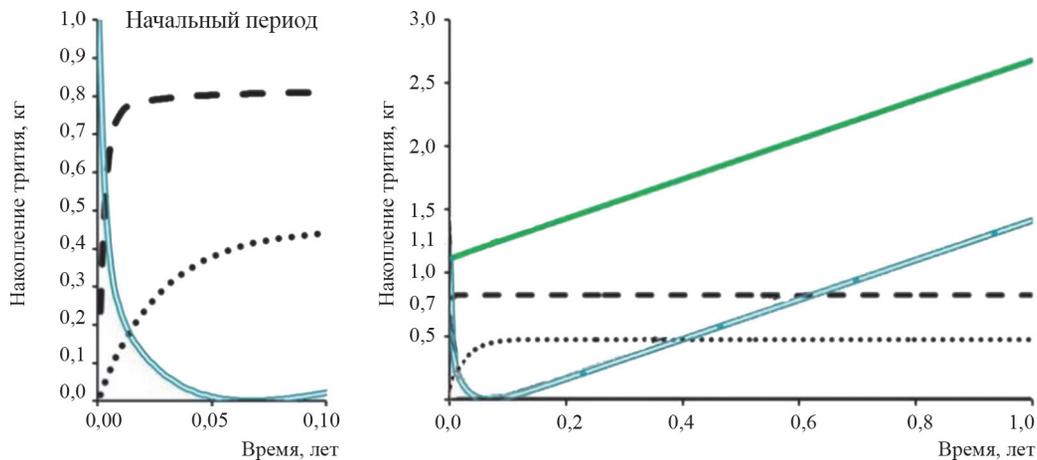


Рис. 12. Результаты моделирования накопления трития для SABR, полученные в [48]:

••• — накопление в blankets; --- — накопление в системах обработки; = = = — накопление в хранилище; — — — — общее содержание.

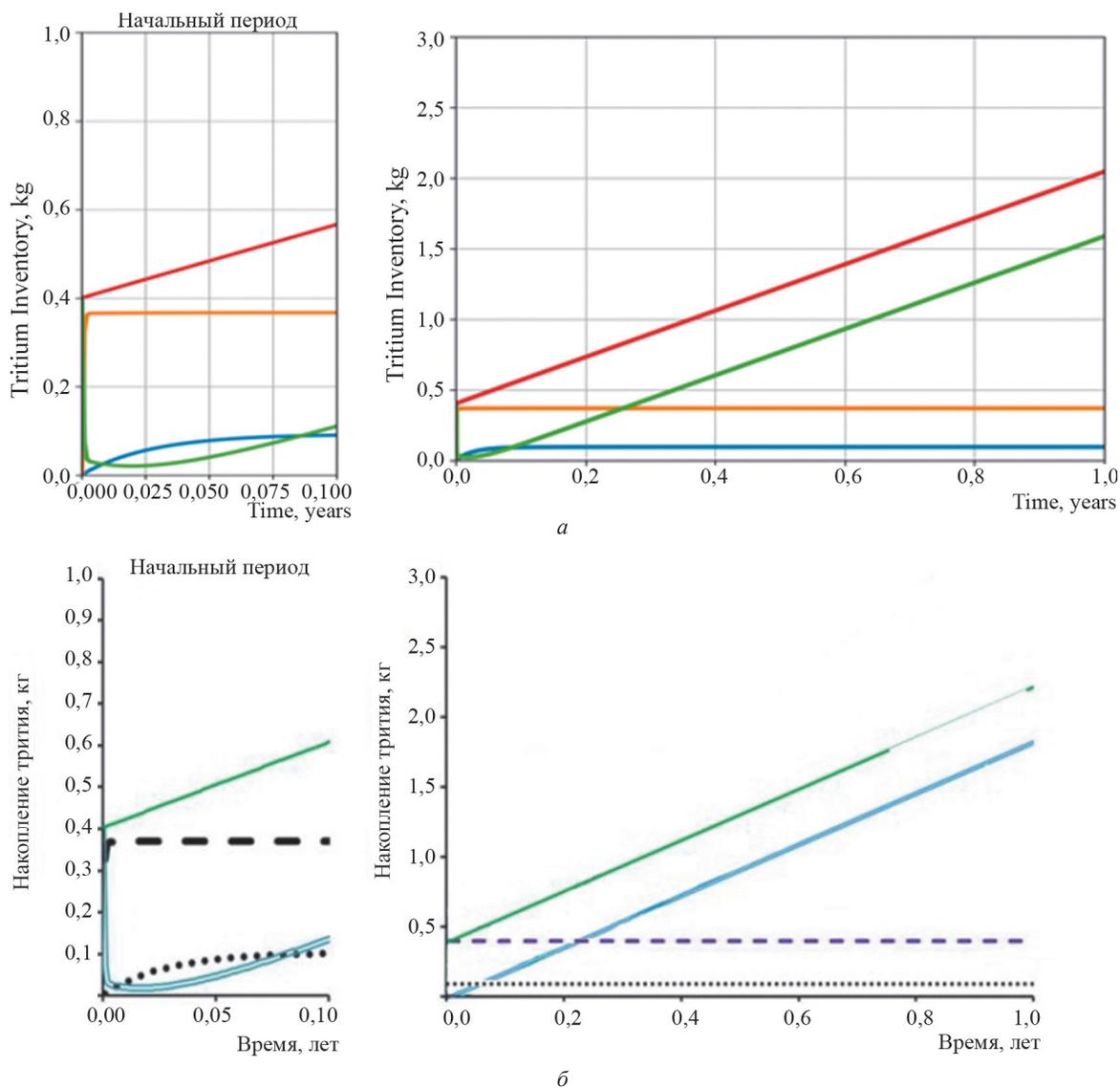


Рис. 13. Результаты моделирования для ДЕМО-ТИН созданной моделью (а) и из оригинальной статьи [48] (б):

— — — — накопление в blankets; — — — — накопление в системах обработки; — — — — накопление в хранилище; — — — — общее содержание

На рисунке 11 даны расчеты, выполненные с использованием созданной модели для SABR [46] и из оригинальной статьи. В связи с тем, что ранее в [48] была найдена ошибка в расчетах авторов [46], проведено сравнение с результатами, опубликованными в [48] (см. рис. 12). Видно, что графики на рис. 11, а и рис. 12 идентичны. Для обеспечения запуска данной установки необходимо обеспечить запас трития в стартовом хранилище на уровне 1,11 кг (в оригинальной статье стартовое количество было оценено как 0,7 кг).

Аналогичным образом выполнены моделирование и сравнение результатов с опубликованными для установки ДЕМО-ТИН [48]. Полученные зависимости изображены на рис. 13. Для указанной установки запас трития в стартовом хранилище для обеспечения ее запуска должен быть на уровне 0,4 кг, что полностью совпадает с расчетами [48].

На следующем этапе разработки модель ТЦ была расширена до 9 блоков, описанных в [45]. В этом случае решается следующая система уравнений:

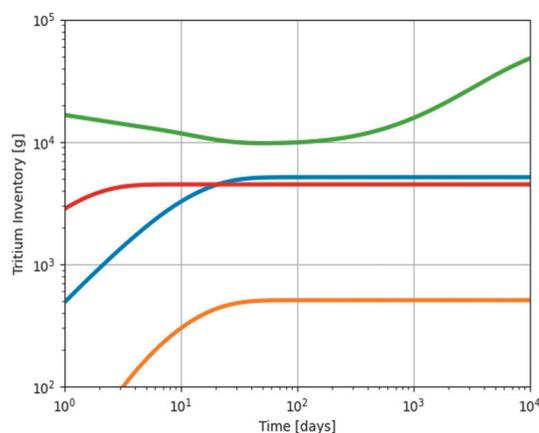
$$\begin{aligned} \dot{I}_1 &= \Lambda \dot{N} - \frac{1}{T_1} I_1 - \lambda I_1; \\ \dot{I}_2 &= (1 - f_c) \frac{1}{T_1} I_1 - (1 + \varepsilon_2) \frac{1}{T_2} I_2 - \lambda I_2; \\ \dot{I}_3 &= f_c \frac{1}{T_1} I_1 - (1 + \varepsilon_3) \frac{1}{T_3} I_3 - \lambda I_3; \\ \dot{I}_4 &= \frac{I_2}{T_2} + \frac{I_3}{T_3} + \frac{I_6}{T_6} + \frac{I_7}{T_7} + \frac{I_8}{T_8} + \dot{I}_9 - (1 + \varepsilon_4) \frac{1}{T_4} I_4 - \lambda I_4; \\ \dot{I}_5 &= \frac{1}{T_4} I_4 - \frac{\dot{N}}{\beta} - \lambda I_5; \\ \dot{I}_6 &= \frac{\dot{N}}{\beta} (1 - \beta - f_L - f_F) - (1 + \varepsilon_6) \frac{1}{T_6} I_6 - \lambda I_6; \\ \dot{I}_7 &= f_L \frac{\dot{N}}{\beta} - (1 + \varepsilon_7) \frac{1}{T_7} I_7 - \lambda I_7; \end{aligned}$$

$$\dot{I}_8 = f_F \frac{\dot{N}}{\beta} - (1 + \varepsilon_8) \frac{1}{T_8} I_8 - \lambda I_8.$$

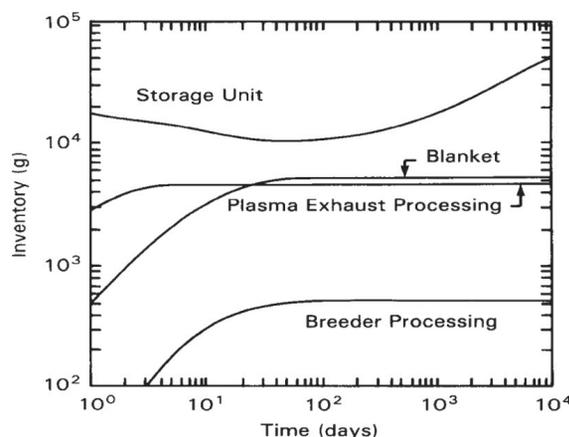
На рисунках 14, 15 представлены результаты моделирования для параметров ДЕМО из [45, 47] а также соответствующие зависимости, полученные созданной моделью для тех же параметров. Высокая степень соответствия графиков наблюдается как для рис. 14, так и для рис. 15, что, вообще говоря, неочевидно, потому как в более поздних работах [7, 47] использована модель ТЦ с изменениями архитектуры, основанными на различных технологических решениях (см. рис. 16).

Некоторое отличие в результатах моделирования на рис. 15 объяснимо тем, что модель [47] ТЦ описывает 12 блоков вместо 9 [45]. При этом изменения архитектуры ТЦ связаны с технологиями, позволяющими реализовать «Smart»-архитектуру ДЕМО [30] и не являющимися актуальными для ТЦ ТЯР и ГССД, поэтому нами они не были учтены в модели. Принципиально, что логика ТЦ не меняется, хотя на рис. 9, 16 присутствуют различные обозначения для некоторых систем. На рисунке 15 сравниваются системы ISS (Isotope Separation System), Storage, Breeding Zone и TES (Tritium Extraction System) (для схемы на рис. 9) с Plasma Exhaust Processing, Storage, Blanket, Breeder Processing (рис. 16).

Таким образом, используемая модель при соответствующих входных параметрах ( $\dot{N}$  — скорость выгорания трития в плазме;  $T_i$  — среднее время пребывания в блоке  $i$ ;  $\varepsilon$  — доля нерадиоактивных потерь трития;  $\lambda$  — постоянная распада трития;  $\beta$  — доля выгорания трития в реакции синтеза;  $f_L$  — потери трития из плазмы в теплоноситель;  $f_F$  — потеря трития при обработке теплоносителя;  $\Lambda$  — коэффициент воспроизводства трития) позволяет моделировать базовые параметры ТЦ ТЯР при относительной свободе в отношении технологических решений для его систем.



а



б

Рис. 14. Результаты моделирования созданной моделью (а) и из оригинальной статьи [45] (б) для TBR = 1,03 и  $\beta = 0,1$ :

— Plasma Exhaust Processing; — Storage; — Blanket; — Breeder Processing

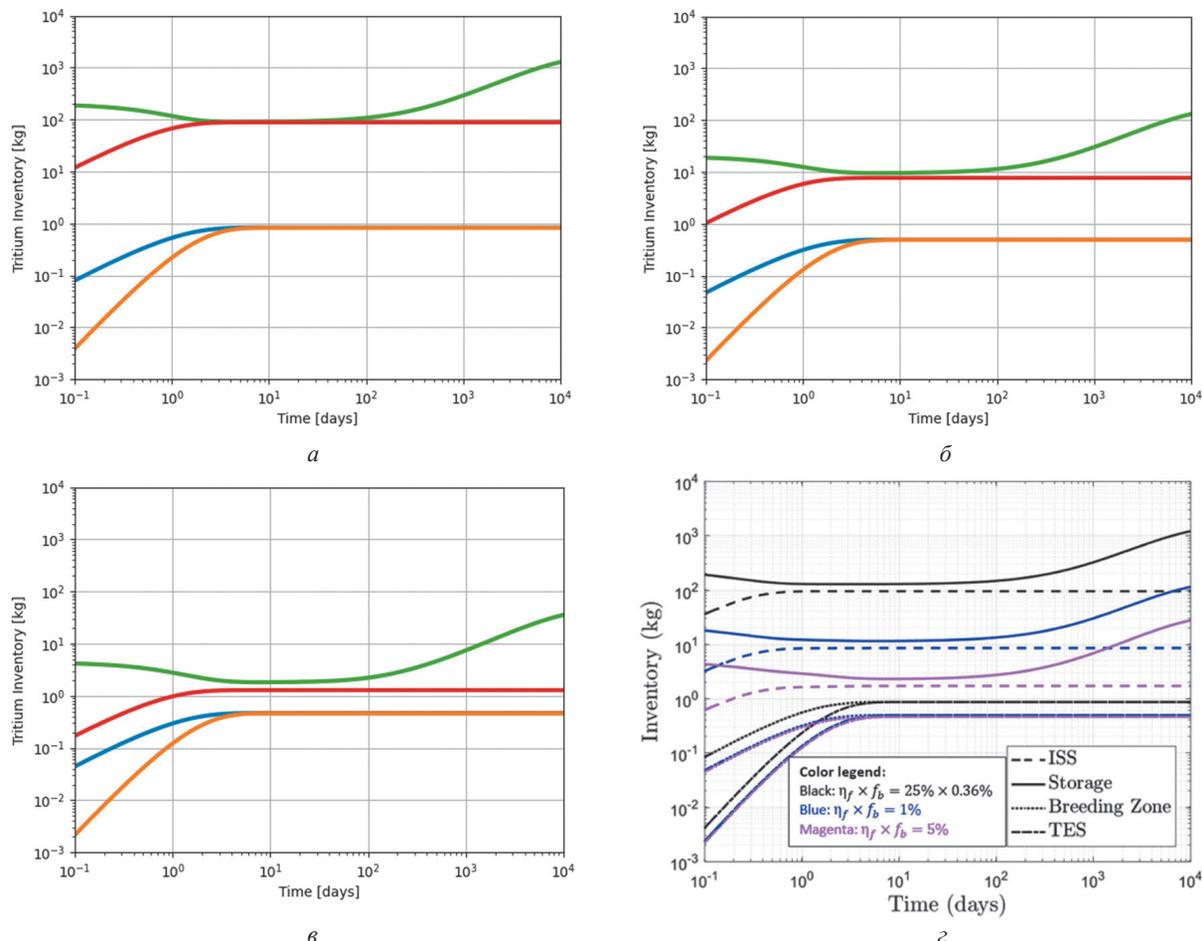


Рис. 15. Результаты моделирования созданной моделью (*a* — *в*) и из оригинальной статьи (*г*):

*a* —  $n_f f_b = 25 \cdot 0,36\%$ , TBR = 1,82; *б* —  $n_f f_b = 1\%$ , TBR = 1,08; *в* —  $n_f f_b = 5\%$ , TBR = 1,02; — ISS (Isotope Separation System); — Storage; — Breeding Zone; — TES (Tritium Extraction System).

Существенно более строгой считается методика моделирования, используемая в коде FC-FNS [49 — 52]. В ней все системы с учетом их специфики (в том числе состава и режимов работы) описываются уравнениями баланса для изотопов водорода. Недостаток подхода с линейными уравнениями — применимость только для стационарных режимов работы ТЦ.

Интеграция созданной программы для решения системы дифференциальных уравнений, описывающих изменение запасов трития в системах ТЦ установки, в код FC-FNS позволит получать оценки величины потоков изотопов водорода и их накопления в первоначальный период эксплуатации ТЯР (загрузки и запуска), а также в режимах установки с остановкой тритийвоспроизводящих систем. Эти данные существенно дополняют стационарный режим работы установки, моделируемый текущей версией системного кода FC-FNS, поэтому данная работа видится нам необходимой и будет проведена в ближайшем будущем.

Для моделирования ТЦ ТЯР в настоящее время также берут коммерческие коды EcosimPro, AspenPlus и др. Для EcosimPro разработана специализированная «тритиевая» библиотека, она является наиболее удобным ин-

струментом для динамического моделирования систем ТЦ ТЯР, применяется для оптимизации ТЦ ИТЭР [53], а также внедрен в несколько концепций бланкетов для DEMO [54]. AspenPlus [55] — менее специализированный инструмент, однако обладает определенным набором функций для моделирования сложных газовых схем, служит для расчетов компонентов ТЦ в ИТЭР [56], используется Европейской командой из КИТ при расчетах ТЦ DEMO EU [57].

Для моделирования транспорта трития в компонентах ТЦ ТЯР могут быть взяты специализированные коды, например TMAP, FUS-TPC, НИТТСР и др. Программа анализа миграции трития (TMAP) разработана программой безопасности термоядерного синтеза в INL (США) в 1980-х гг. для анализа безопасности систем, работающих с тритием [58]. TMAP моделирует проникновение через материалы с различными состояниями поверхности, параметрами диффузии и растворимости, типами ловушек и др. [59, 60]. FUS-TPC, созданный Franza и др. в ENEA (Италия) в 2011 г., представляет собой термоядерную версию кода для моделирования проницаемости трития в быстрых реакторах с натриевым теплоносителем

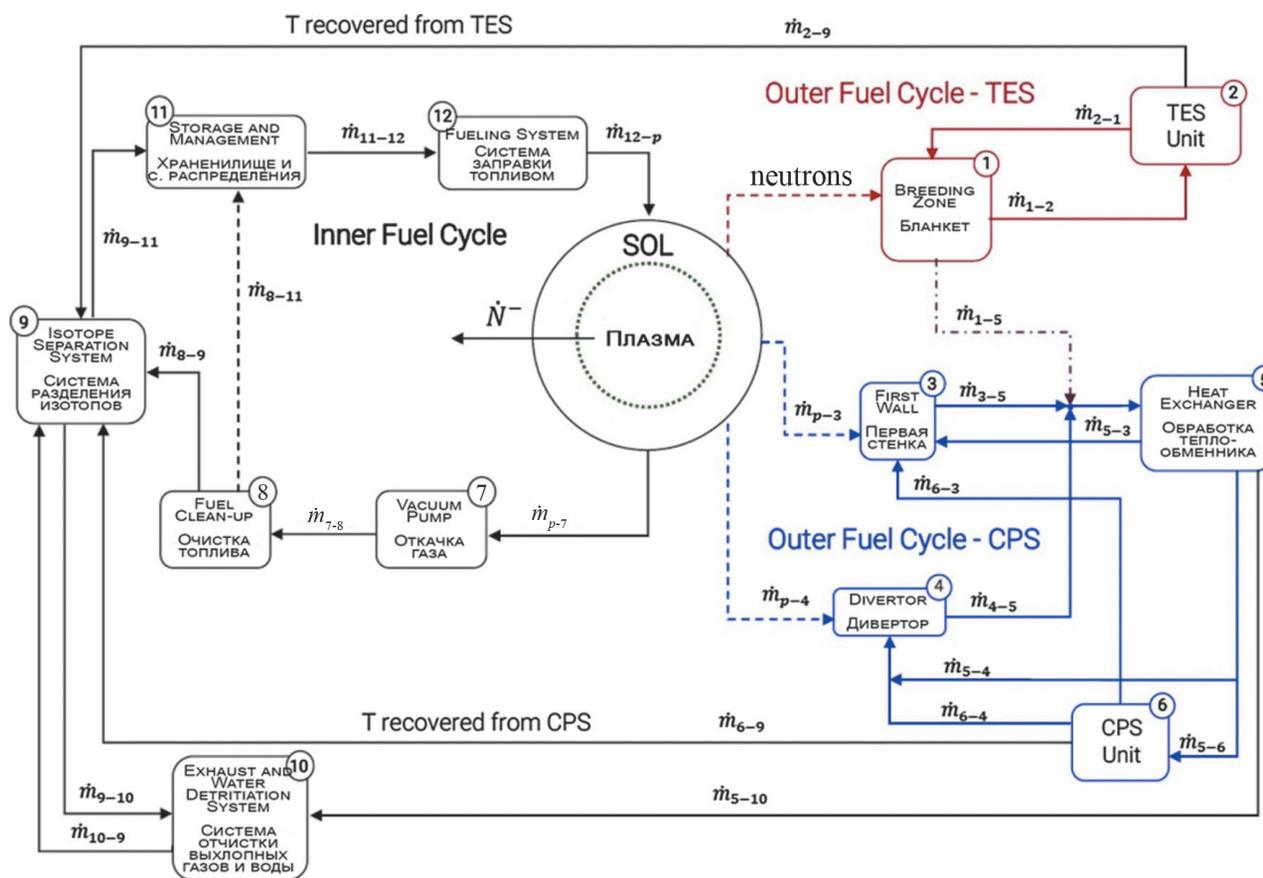


Рис. 16. Схема модели ТЦ из 12 блоков:  
 $\dot{m}_i$  — скорость протекания потока из одной системы в другую [47]

(SFR-TPC) [61]. Код Hydrogen Isotopes Transport and Trapping Calculation Program (HITTCP) рожден в НИЦ «Курчатовский институт» для расчёта транспортных характеристик изотопов водорода и их накопления в вакансиях в конструктивных и функциональных материалах гибридных и термоядерных реакторов при непрерывном повреждении нейтронным облучением [62, 63]. Эти коды необходимы преимущественно для самостоятельного моделирования удерживания трития в материалах, обращенных к плазме компонентов ТЯР [64, 65] или компонентов blankets [66 — 69]. Однако, они могут быть интегрированы в системные или расчетные коды для моделирования отдельных систем ТЦ или ТЦ ТЯР целиком. Такая интеграция также видится авторами перспективной.

### Заключение

Рассмотрены характерные схемы топливного цикла (ТЦ) для термоядерных и гибридных реакторов синтеза-деления. Проанализирована структура ТЦ строящихся и проектируемых установок. Показано, что основным отличием ТЦ ТЯР без blankets, с blankets и гибридных реакторов является требование по наработке трития. Выделены общие черты и особенности архитектуры ТЦ каждой установки. Значительное влияние

на архитектуру ТЦ оказывают конструктивные решения, выбираемые под каждый конкретный проект ТЯР. Между тем, для ТЦ ТЯР и ГССД характерны следующие функции: откачка продуктов термоядерного горения из вакуумной камеры, очистки и обработки отработанного топлива, воспроизводства компонента топлива — трития, хранения очищенной топливной смеси и её последующей инжекции.

На всех этапах разработки ТЯР и ГССД (от концептуального проектирования до создания) необходимы моделирование и оптимизация ТЦ. Согласованное моделирование всех составляющих ТЦ, включая плазму, с учетом параметров плазмы, режимов работы систем и технологических особенностей, позволяет оценивать содержание радиоактивного изотопа трития на площадке установки, оптимизировать снижение его количества и повышать темп его воспроизводства.

Проанализированы упрощенные схемы ТЦ, служащие для моделирования топливных систем ТЯР. Приведены результаты расчетов с использованием созданного кода на языке программирования Python для аналитического описания поведения компонента термоядерного топлива — трития в системах ТЦ ТЯР. Выполнено сравнение результатов с опубликованными данными для установок DEMO, SABR и DEMO-TIH.

Показано, что используемая модель при соответствующих входных параметрах позволяет моделировать базовые параметры ТЦ ТЯР при относительной свободе в отношении технологических решений для его систем. Рассмотрены компьютерные коды, используемые для

численного моделирования ТЦ ТЯР. Продемонстрирована высокая актуальность решаемой задачи и сформулированы предложения относительно дальнейшего развития созданной модели, которое будет продолжено в ближайшее время.

### Литература

1. **Tetsuo Tanabe.** Tritium: Fuel of Fusion Reactors. N.Y.: Springer, 2017.
2. **Кутеев Б.В., Хрипунов В.И.** Современный взгляд на гибридный термоядерный реактор // Вопросы атомной науки и техники. Серия «Термоядерный синтез». 2009. № 1. С. 3—29.
3. **Митришкин Ю.В. и др.** Управление плазмой в токамаках. Ч. 1. Проблема управляемого термоядерного синтеза. Токамаки, компоненты систем управления // Проблемы управления. 2018. № 1. С. 2—20.
4. **Азизов Э.А. и др.** Использование компактных токамаков в качестве источника нейтронов для решения проблем ядерной энергетики // Вопросы атомной науки и техники. Серия «Термоядерный синтез». 2009. № 3. С. 3—9.
5. **Kukushkin A.S. e. a.** Physics Requirements on Fuel Throughput in ITER // J. Nucl. Mater. 2011. V. 415. Pp. 497—500.
6. **Fischer U. e. a.** Required, Achievable and Target TBR for the European DEMO // Fusion Eng. and Design. 2020. V. 155. P. 111553.
7. **Abdou M. e. a.** Blanket/First Wall Challenges and Required R&D on the Pathway to DEMO // Fusion Eng. and Design. 2015. V. 100. Pp. 2—43.
8. **Kuteev B.V., Goncharov P.R.** Fusion-fission Hybrid Systems: Yesterday, Today, and Tomorrow // Fusion Sci. Technol. 2020. V. 76. Pp. 836—847.
9. **Тажобаева И.Л. и др.** Нарботка трития в литиевой керамике  $Li_2TiO_3$  для blankets термоядерного реактора // Вопросы атомной науки и техники. Серия «Термоядерный синтез». 2008. № 2. С. 3—11.
10. **Kuteev B.V. e. a.** Status of DEMO-FNS Development // Nucl. Fusion. 2017. V. 57(7). P. 076039.
11. **Bell M.G.** The Tokamak Fusion Test Reactor // Magnetic Fusion Energy. Sawston: Elsevier, 2016. Pp. 119—166.
12. **Rebut P.H.** From JET to the Reactor // Plasma Physics and Controlled Fusion. 2006. V. 48(12). Pp. 1—13.
13. **Переvezentsev A.N. и др.** Концепция топливного цикла токамака ИГНИТОР // Вопросы атомной науки и техники. Серия «Термоядерный синтез». 2018. № 41(1). С. 83—89.
14. **Хвостенко П.П. и др.** Экспериментальная термоядерная установка токамак T-15MD // Вопросы атомной науки и техники. Серия «Термоядерный синтез». 2019. № 42(1). С. 15—38.
15. **Указ Президента Российской Федерации № 270 от 16.04.2020 г.** «О развитии техники, технологий и на-

### References

1. **Tetsuo Tanabe.** Tritium: Fuel of Fusion Reactors. N.Y.: Springer, 2017.
2. **Kuteev B.V., Khripunov V.I.** Sovremennyy Vzglyad na Gibridnyy Termoyadernyy Reaktor. Voprosy Atomnoy Nauki i Tekhniki. Seriya «Termoyadernyy Sintez». 2009;1:3—29. (in Russian).
3. **Mitrishkin Yu.V. i dr.** Upravlenie Plazmoy v Tokamakakh. Ch. 1. Problema Upravlyаемого Termoyadernogo Sinteza. Tokamaki, Komponenty Sistem Upravleniya. Problemy Upravleniya. 2018;1:2—20. (in Russian).
4. **Azizov E.A. i dr.** Ispol'zovanie Kompaktnykh Tokamakov v Kachestve Istochnika Neytronov dlya Resheniya Problem Yadernoy Energetiki. Voprosy Atomnoy Nauki i Tekhniki. Seriya «Termoyadernyy Sintez». 2009;3:3—9. (in Russian).
5. **Kukushkin A.S. e. a.** Physics Requirements on Fuel Throughput in ITER. J. Nucl. Mater. 2011;415:497—500.
6. **Fischer U. e. a.** Required, Achievable and Target TBR for the European DEMO. Fusion Eng. and Design. 2020;155:111553.
7. **Abdou M. e. a.** Blanket/First Wall Challenges and Required R&D on the Pathway to DEMO. Fusion Eng. and Design. 2015;100:2—43.
8. **Kuteev B.V., Goncharov P.R.** Fusion-fission Hybrid Systems: Yesterday, Today, and Tomorrow. Fusion Sci. Technol. 2020;76:836—847.
9. **Tazhibaeva I.L. i dr.** Narabotka Tritiya v Litievoy Keramike  $Li_2TiO_3$  dlya Blanketa Termoyadernogo Reaktora. Voprosy Atomnoy Nauki i Tekhniki. Seriya «Termoyadernyy Sintez». 2008;2:3—11. (in Russian).
10. **Kuteev B.V. e. a.** Status of DEMO-FNS Development. Nucl. Fusion. 2017;57(7):076039.
11. **Bell M.G.** The Tokamak Fusion Test Reactor. Magnetic Fusion Energy. Sawston: Elsevier, 2016:119—166.
12. **Rebut P.H.** From JET to the Reactor. Plasma Physics and Controlled Fusion. 2006;48(12):1—13.
13. **Perevezentsev A.N. i dr.** Kontseptsiya Toplivnogo Tsikla Tokamaka IGNITOR. Voprosy Atomnoy Nauki i Tekhniki. Seriya «Termoyadernyy Sintez». 2018;41(1):83—89. (in Russian).
14. **Khvostenko P.P. i dr.** Eksperimental'naya Termoyadernaya Ustanovka Tokamak T-15MD. Voprosy Atomnoy Nauki i Tekhniki. Seriya «Termoyadernyy Sintez». 2019;42(1):15—38. (in Russian).
15. **Ukaz Prezidenta Rossiyskoy Federatsii № 270 ot 16.04.2020 g.** «O Razvitiy Tekhniki, Tekhnologiy i

учных исследований в области использования атомной энергии в Российской Федерации».

16. **Raftopoulos S. e.a.** Integration of the Tritium Purification System (TPS) into TFTR Operations // Proc. XVI Intern. Symp. Fusion Eng. 1995. V. 1. Pp. 581—584.

17. **Smith R. & JET EFDA Contributors.** The AGHS at JET and Preparations for a Future DT Campaign // Fusion Sci. and Technol. 2015. V. 67. Pp. 571—575.

18. **Аникин А.С.** Разработка тритиевого технологического цикла для обеспечения работы токамака типа «ИГНИТОР» // Материалы XLVIII конф. по физике плазмы и управляемому термоядерному синтезу. Звенигород, 2021.

19. **Международный термоядерный реактор ИТЭР в РФ** [Официальный сайт] [www.iterf.ru/o-proekte](http://www.iterf.ru/o-proekte) (дата обращения 05.06.2021).

20. **Glugla M. e. a.** The ITER Tritium Systems // Fusion Eng. and Design. 2007. V. 82. Pp. 472—487.

21. **Francisco A. e. a.** Overview of the HCPB Research Activities in EURO fusion // IEEE Trans. Plasma Sci. 2018. V. 46(6). Pp. 2247—2261.

22. **Raeder J. e. a.** ITER Safety // ITER Documentation Series. Vienna: Intern. Atomic Energy Agency, 1991. No. 36.

23. **Wan Y. e. a.** Overview of the Present Progress and Activities on the CFETR // Nuclear Fusion. 2017. V. 57(10). P. 102009.

24. **Chen H. e. a.** Tritium Fuel Cycle Modeling and Tritium Breeding Analysis for CFETR // Fusion Eng. and Design. 2016. V. 106. Pp. 17—20.

25. **Kuang A.Q. e. a.** Conceptual Design Study for Heat Exhaust Management in the ARC Fusion Pilot Plant // Fusion Eng. and Design. 2018. V. 137. Pp. 221—242.

26. **Sorbom B. e. a.** ARC: A Compact, High-field, Fusion Nuclear Science Facility and demonstration power plant with demountable magnets // Fusion Eng. and Design. 2015. V. 100(3). Pp. 378—405.

27. **Bocci B. e. a.** ARC Reactor Materials: Activation Analysis and Optimization // Fusion Eng. and Design. 2020. V. 154. P. 111539.

28. **Wade D.C., Walters L.** ARC-100: A Sustainable, Modular Nuclear Plant for Emerging Markets // Proc. ICAPP. San Diego, 2010. P. 10079.

29. **Установка DEMO** [Электрон. ресурс] [www.euro-fusion.org/programme/demo/](http://www.euro-fusion.org/programme/demo/) (дата обращения 05.06.2021).

30. **Day C. e. a.** A smart Three-loop Fuel Cycle Architecture for DEMO // Fusion Eng. and Design. 2019. V. 146. Pp. 2462—2468.

31. **Kuteev B.V. e. a.** Development of DEMO-FNS Tokamak for Fusion and Hybrid Technologies // Nuclear Fusion. 2015. V. 55. P. 073035.

32. **Kuteev B.V. e. a.** Key Physics Issues of a Compact Tokamak Fusion Neutron Source // Plasma Phys. 2010. Pp. 1—8.

Nauchnykh Issledovaniy v Oblasti Ispol'zovaniya Atomnoy Energii v Rossiyskoy Federatsii». (in Russian).

16. **Raftopoulos S. e.a.** Integration of the Tritium Purification System (TPS) into TFTR Operations. Proc. XVI Intern. Symp. Fusion Eng. 1995;1:581—584.

17. **Smith R. & JET EFDA Contributors.** The AGHS at JET and Preparations for a Future DT Campaign. Fusion Sci. and Technol. 2015;67:571—575.

18. **Anikin A.S.** Razrabotka Tritievogo Tekhnologicheskogo Tsikla dlya Obespecheniya Raboty Tokamaka Tipa «IGNITOR». Materialy XLVIII Konf. po Fizike Plazmy i Upravlyаемому Termoyadernomu Sintezu. Zvenigorod, 2021. (in Russian).

19. **Mezhdunarodnyy Termoyadernyy Reaktor ITER v RF** [Ofits. Sayt] [www.iterf.ru/o-proekte](http://www.iterf.ru/o-proekte) (Data Obrashcheniya 05.06.2021). (in Russian).

20. **Glugla M. e. a.** The ITER Tritium Systems. Fusion Eng. and Design. 2007;82:472—487.

21. **Francisco A. e. a.** Overview of the HCPB Research Activities in EURO fusion. IEEE Trans. Plasma Sci. 2018;46(6):2247—2261.

22. **Raeder J. e. a.** ITER Safety. ITER Documentation Series. Vienna: Intern. Atomic Energy Agency, 1991;36.

23. **Wan Y. e. a.** Overview of the Present Progress and Activities on the CFETR. Nuclear Fusion. 2017;57(10):102009.

24. **Chen H. e. a.** Tritium Fuel Cycle Modeling and Tritium Breeding Analysis for CFETR. Fusion Eng. and Design. 2016;106:17—20.

25. **Kuang A.Q. e. a.** Conceptual Design Study for Heat Exhaust Management in the ARC Fusion Pilot Plant. Fusion Eng. and Design. 2018;137:221—242.

26. **Sorbom B. e. a.** ARC: A Compact, High-field, Fusion Nuclear Science Facility and demonstration power plant with demountable magnets. Fusion Eng. and Design. 2015;100(3):378—405.

27. **Bocci B. e. a.** ARC Reactor Materials: Activation Analysis and Optimization. Fusion Eng. and Design. 2020;154:111539.

28. **Wade D.C., Walters L.** ARC-100: A Sustainable, Modular Nuclear Plant for Emerging Markets. Proc. ICAPP. San Diego, 2010. P. 10079.

29. **Установка DEMO** [Elektron. Resurs] [www.euro-fusion.org/programme/demo/](http://www.euro-fusion.org/programme/demo/) (Data Obrashcheniya 05.06.2021). (in Russian).

30. **Day C. e. a.** A smart Three-loop Fuel Cycle Architecture for DEMO. Fusion Eng. and Design. 2019;146:2462—2468.

31. **Kuteev B.V. e. a.** Development of DEMO-FNS Tokamak for Fusion and Hybrid Technologies. Nuclear Fusion. 2015;55:073035.

32. **Kuteev B.V. e. a.** Key Physics Issues of a Compact Tokamak Fusion Neutron Source. Plasma Phys. 2010;1—8.

33. **Kuteev B.V. e. a.** Design Status of the DEMO-FNS Steady State Tokamak in RF // Proc. IAEA SSO. 2015. Pp. 1—41.
34. **Ananyev S.S. e. a.** Analysis of Promising Technologies of DEMO-FNS Fuel Cycle // Fusion Eng. and Design. 2020. V. 161. P. 111940.
35. **Ananyev S.S. e. a.** Development of a Candidate Technology Development Program for the Main DEMO-FNS Fuel Cycle Systems // Proc. XXXI Symp. Fusion Technol. 2020. Pp. 1—35.
36. **Ananyev S.S. e. a.** Concept of DT Fuel Cycle for a Fusion Neutron Source DEMO-FNS // Fusion Eng. and Design. 2016. V. 57. Pp. 109—111.
37. **Ananyev S.S. e. a.** Hydrogen Isotopes Distribution Modeling by «FC-FNS» Code in Fuel Systems of Fusion Neutron Source DEMO-FNS // Fusion Eng. and Design. 2019. V. 146. Pp. 582—585.
38. **Ананьев С.С. и др.** Совместное моделирование топливных потоков в плазме и в системах инжекции и откачки ДЕМО-ТИН // Вопросы атомной науки и техники. Серия «Термоядерный синтез». 2020. № 43(4). С. 96—109.
39. **Ananyev S.S. e. a.** Concept of DT Fuel Cycle for a Fusion Neutron Source // Fusion Sci. and Technol. 2015. V. 67(2). Pp. 241—244.
40. **Ananyev S.S. e. a.** Integration of Coupled Modeling of the Core and Divertor Plasmas into FC-FNS Code and Application to DEMO-FNS Project // Fusion Eng. and Design. 2020. V. 155. P. 111562.
41. **Иванов Б.В., Ананьев С.С.** Оценка уровня готовности технологий тритиевого цикла в России на примере проекта гибридного реактора ДЕМО-ТИН // Вопросы атомной науки и техники. Серия «Термоядерный синтез». 2021. № 44(4).
42. **Reux C. e. a.** DEMO Design Using the SYCOMORE System Code: Influence of Technological Constraints on the Reactor Performances // Fusion Eng. and Design. 2018. V. 136. Pp. 1572—1576.
43. **Busigin A., Gierszewski P.** CFTSIM-ITER Dynamic Fuel Cycle Model // Fusion Eng. and Design. 1998. V. 39—40. Pp. 909—914.
44. **Ni M. e. a.** Development of Tritium Analysis System TAS 1.0 Chin. J. // Nucl. Sci. Eng. 2009. V. 9. Pp. 355—361.
45. **Abdou M. e. a.** Deuterium-tritium Fuel Self-sufficiency in Fusion Reactors // Fusion Technol. 1986. V. 9(2). Pp. 250—285.
46. **Stacey W.M.** Resolution of Fission and Fusion Technology Integration Issues an upgraded Design Concept for the Subcritical Advanced Burner Reactor // Nuclear Technol. 2014. V. 187(1). Pp. 15—43.
47. **Abdou M. e. a.** Physics and Technology Considerations for the Deuterium-tritium Fuel Cycle and Conditions for Tritium Fuel Self Sufficiency // Nucl. Fusion. 2021. V. 61. P. 013001.
33. **Kuteev B.V. e. a.** Design Status of the DEMO-FNS Steady State Tokamak in RF. Proc. IAEA SSO. 2015: 1—41.
34. **Ananyev S.S. e. a.** Analysis of Promising Technologies of DEMO-FNS Fuel Cycle. Fusion Eng. and Design. 2020;161:111940.
35. **Ananyev S.S. e. a.** Development of a Candidate Technology Development Program for the Main DEMO-FNS Fuel Cycle Systems. Proc. XXXI Symp. Fusion Technol. 2020:1—35.
36. **Ananyev S.S. e. a.** Concept of DT Fuel Cycle for a Fusion Neutron Source DEMO-FNS. Fusion Eng. and Design. 2016;57:109—111.
37. **Ananyev S.S. e. a.** Hydrogen Isotopes Distribution Modeling by «FC-FNS» Code in Fuel Systems of Fusion Neutron Source DEMO-FNS. Fusion Eng. and Design. 2019;146:582—585.
38. **Anan'ev S.S. i dr.** Sovmestnoe Modelirovanie Toplivnykh Potokov v Plazme i v Sistemakh Inzheksii i Otkachki DEMO-TIN. Voprosy Atomnoy Nauki i Tekhniki. Seriya «Termoyadernyy Sintez». 2020;43(4):96—109. (in Russian).
39. **Ananyev S.S. e. a.** Concept of DT Fuel Cycle for a Fusion Neutron Source. Fusion Sci. and Technol. 2015;67(2):241—244.
40. **Ananyev S.S. e. a.** Integration of Coupled Modeling of the Core and Divertor Plasmas into FC-FNS Code and Application to DEMO-FNS Project. Fusion Eng. and Design. 2020;155:111562.
41. **Ivanov B.V., Anan'ev S.S.** Otsenka Urovnya Gotovnosti Tekhnologiy Tritievogo Tsikla v Rossii na Primere Proekta Gibridnogo Reaktora DEMO-TIN. Voprosy Atomnoy Nauki i Tekhniki. Seriya «Termoyadernyy Sintez». 2021;44(4). (in Russian).
42. **Reux C. e. a.** DEMO Design Using the SYCOMORE System Code: Influence of Technological Constraints on the Reactor Performances. Fusion Eng. and Design. 2018;136:1572—1576.
43. **Busigin A., Gierszewski P.** CFTSIM-ITER Dynamic Fuel Cycle Model. Fusion Eng. and Design. 1998;39—40:909—914.
44. **Ni M. e. a.** Development of Tritium Analysis System TAS 1.0 Chin. J. Nucl. Sci. Eng. 2009;9:355—361.
45. **Abdou M. e. a.** Deuterium-tritium Fuel Self-sufficiency in Fusion Reactors. Fusion Technol. 1986;9(2):250—285.
46. **Stacey W.M.** Resolution of Fission and Fusion Technology Integration Issues an upgraded Design Concept for the Subcritical Advanced Burner Reactor. Nuclear Technol. 2014;187(1):15—43.
47. **Abdou M. e. a.** Physics and Technology Considerations for the Deuterium-tritium Fuel Cycle and Conditions for Tritium Fuel Self Sufficiency. Nucl. Fusion. 2021;61:013001.

48. **Ананьев С.С., Спицын А.В.** Расчётный код «FC-FNS» для моделирования распределения изотопов водорода в системах топливного цикла термоядерного реактора // Вопросы атомной науки и техники. Серия «Термоядерный синтез». 2017. № 40(1). С. 68—82.
49. **Ananyev S.S. e. a.** Electronic Model «FC-FNS» of the Fusion Neutron Source DEMO-FNS Fuel Cycle and Modeling Hydrogen Isotopes Flows and Inventories in Fueling Systems // Fusion Eng. and Design. 2019. V. 138. Pp. 289—293.
50. **Ananyev S.S. e. a.** 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. V. 76. Pp. 503—512.
51. **Ananyev S.S. e.a.** Concept Development and Candidate Technologies Selection for the Main DEMO-FNS Fuel Cycle Systems // Proc. 28<sup>th</sup> IAEA Fusion Energy Conf. 2021.
52. **Ananyev S.S. e. a.** Integrated Modeling of Fuel Flows in the Plasma and the Injection and Pumping Systems for the DEMO-FNS Fusion Neutron Source» // Вопросы атомной науки и техники. Серия «Термоядерный синтез». 2021. № 44(2). С. 65—77.
53. **Ovcharov A. e. a.** Rigorous Dynamic Simulation of Cryogenic Distillation of Hydrogen Isotopologues in the Fuel Cycle of a Thermonuclear Reactor Based on UV Flash // Fusion Sci. and Technol. 2020. V. 76(3). Pp. 179—190.
54. **Urgorri F.R. e. a.** Tritium Transport Modeling at System Level for the EURO Fusion Dual Coolant Lithium-lead Breeding Blanket // Nucl. Fusion. 2017. V. 57. P. 116045.
55. **Программное** обеспечение AspenPlus [Офис. сайт] [www.aspentech.com/](http://www.aspentech.com/) (дата обращения 02.06.2021).
56. **Jaehyun N. e. a.** Estimation of Thermodynamic Properties of Hydrogen Isotopes and 2 Modeling of Hydrogen Isotope Systems Using Aspen Plus Simulator // J. Industrial and Eng. Chem., 2016. V. 46. Pp. 1—8.
57. **Day C. e. a.** Consequences of the Technology Survey and Gap Analysis on the EU DEMO R&D Programme in Tritium, Matter Injection and Vacuum // Fusion Eng. and Design. 2016. V. 299. Pp. 109—111.
58. **Merrill B.J., Jones J.L., Holland D.F.** TMAP/Mod1: Tritium Migration Analysis Program Code Description and User's Manual. Idaho Falls: EG and G Idaho Inc., 1986.
59. **Longhurst G.R.** TMAP7 User Manual. Idaho Falls: Idaho National Laboratory, 2008.
60. **Longhurst G.R., Ambrosek J.** Verification and Validation of the Tritium Transport Code TMAP7 // Fusion Sci. Technol. 2005. V. 48. Pp. 468—471.
61. **Franza F. e. a.** A model for Tritium Transport in Fusion Reactor Components: the FUS-TPC code // Fusion Eng. and Design. 2012. V. 87. Pp. 299—302.
62. **Ананьев С.С. и др.** Транспорт водорода и его накопление в вакансиях в процессе повреждающего нейтронного облучения в ОЦК-металлах Fe и W // Во-
48. **Anan'ev S.S., Spitsyn A.V.** Raschetnyy Kod «FC-FNS» dlya Modelirovaniya Raspredeleniya Izotopov Vodoroda v Sistemakh Toplivnogo Tsikla Termoyadernogo Reaktora. Voprosy Atomnoy Nauki i Tekhniki. Seriya «Termoyadernyy Sintez». 2017;40(1):68—82. (in Russian).
49. **Ananyev S.S. e. a.** Electronic Model «FC-FNS» of the Fusion Neutron Source DEMO-FNS Fuel Cycle and Modeling Hydrogen Isotopes Flows and Inventories in Fueling Systems. Fusion Eng. and Design. 2019;138:289—293.
50. **Ananyev S.S. e. a.** 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;76:503—512.
51. **Ananyev S.S. e.a.** Concept Development and Candidate Technologies Selection for the Main DEMO-FNS Fuel Cycle Systems. Proc. 28<sup>th</sup> IAEA Fusion Energy Conf. 2021.
52. **Ananyev S.S. e. a.** Integrated Modeling of Fuel Flows in the Plasma and the Injection and Pumping Systems for the DEMO-FNS Fusion Neutron Source». Voprosy Atomnoy Nauki i Tekhniki. Seriya «Termoyadernyy Sintez». 2021;44(2):65—77.
53. **Ovcharov A. e. a.** Rigorous Dynamic Simulation of Cryogenic Distillation of Hydrogen Isotopologues in the Fuel Cycle of a Thermonuclear Reactor Based on UV Flash. Fusion Sci. and Technol. 2020;76(3):179—190.
54. **Urgorri F.R. e. a.** Tritium Transport Modeling at System Level for the EURO Fusion Dual Coolant Lithium-lead Breeding Blanket. Nucl. Fusion. 2017;57:116045.
55. **Программное** Обеспечение AspenPlus [Ofits. Sayt] [www.aspentech.com/](http://www.aspentech.com/) (Data Obrashcheniya 02.06.2021). (in Russian).
56. **Jaehyun N. e. a.** Estimation of Thermodynamic Properties of Hydrogen Isotopes and 2 Modeling of Hydrogen Isotope Systems Using Aspen Plus Simulator. J. Industrial and Eng. Chem., 2016;46:1—8.
57. **Day C. e. a.** Consequences of the Technology Survey and Gap Analysis on the EU DEMO R&D Programme in Tritium, Matter Injection and Vacuum. Fusion Eng. and Design. 2016;299:109—111.
58. **Merrill B.J., Jones J.L., Holland D.F.** TMAP/Mod1: Tritium Migration Analysis Program Code Description and User's Manual. Idaho Falls: EG and G Idaho Inc., 1986.
59. **Longhurst G.R.** TMAP7 User Manual. Idaho Falls: Idaho National Laboratory, 2008.
60. **Longhurst G.R., Ambrosek J.** Verification and Validation of the Tritium Transport Code TMAP7. Fusion Sci. Technol. 2005;48:468—471.
61. **Franza F. e. a.** A model for Tritium Transport in Fusion Reactor Components: the FUS-TPC code. Fusion Eng. and Design. 2012;87:299—302.
62. **Anan'ev S.S. i dr.** Transport Vodoroda i Ego Nakoplenie v Vakansiyakh v Protseste Povrezhdayushchego Neytronnogo Oblucheniya v OTSK-metallakh Fe i W.

просы атомной науки и техники. Серия «Термоядерный синтез». 2020. Т. 43. Вып. 2. С. 13—24.

63. **Ананьев С.С. и др.** Диффузия и удержание водорода в многослойных металлических мембранах типа {W, Cu, Fe} в условиях повреждающего нейтронного облучения // Вопросы атомной науки и техники. Серия «Термоядерный синтез». 2021. № 44(4).

64. **Shimada M. e. a.** First Result of Deuterium Retention in Neutron-irradiated Tungsten Exposed to High Flux Plasma in TPE // J. Nuclear Mater. 2011. V. 415. Pp. 667—671.

65. **Zhang S.-Y. e. a.** The effect of Inert Gas Pre-irradiation on the Retention of Deuterium in Tungsten: a TMAP Investigation Combined with First-principles Method // Fusion Eng. and Design. 2017. V. 121. Pp. 342—347.

66. **Franza F. e. a.** Tritium Transport Analysis in HCPB DEMO Blanket with the FUS-TPC code // Fusion Eng. and Design. 2013. V. 88. Pp. 2444—2447.

67. **Merrill B.J. e. a.** Safety Assessment of Two Advanced Ferritic Steel Molten Salt Blanket Design Concepts // Fusion Eng. and Design. 2004. V. 72. Pp. 277—306.

68. **Aiello A. e. a.** An Overview on Tritium Permeation Barrier Development for WCLL Blanket Concept // J. Nuclear Mater. 2004. V. 329—333. Pp. 1398—402.

69. **Song Y. e. a.** Analysis on Tritium Controlling of the Dual-cooled Lithium Lead Blanket for Fusion Power Reactor FDS-II // Fusion Eng. and Design. 2009. V. 84. Pp. 1779—1783.

Voprosy atomnoy Nauki i Tekhniki. Seriya «Termoyadernyy Sintez». 2020;43;2:13—24. (in Russian).

63. **Anan'ev S.S. i dr.** Diffuziya i Uderzhanie Vodoroda v Mnogosloynnykh Metallicheskih Membranakh Tipa {W, Cu, Fe} v Usloviyakh Povrezhdayushchego Neytron-nogo Oblucheniya. Voprosy Atomnoy Nauki i Tekhniki. Seriya «Termoyadernyy Sintez». 2021;44(4). (in Russian).

64. **Shimada M. e. a.** First Result of Deuterium Retention in Neutron-irradiated Tungsten Exposed to High Flux Plasma in TPE. J. Nuclear Mater. 2011;415: 667—671.

65. **Zhang S.-Y. e. a.** The effect of Inert Gas Pre-irradiation on the Retention of Deuterium in Tungsten: a TMAP Investigation Combined with First-principles Method. Fusion Eng. and Design. 2017;121:342—347.

66. **Franza F. e. a.** Tritium Transport Analysis in HCPB DEMO Blanket with the FUS-TPC code. Fusion Eng. and Design. 2013;88:2444—2447.

67. **Merrill B.J. e. a.** Safety Assessment of Two Advanced Ferritic Steel Molten Salt Blanket Design Concepts. Fusion Eng. and Design. 2004;72:277—306.

68. **Aiello A. e. a.** An Overview on Tritium Permeation Barrier Development for WCLL Blanket Concept. J. Nuclear Mater. 2004;329—333:1398—402.

69. **Song Y. e. a.** Analysis on Tritium Controlling of the Dual-cooled Lithium Lead Blanket for Fusion Power Reactor FDS-II. Fusion Eng. and Design. 2009;84: 1779—1783.

#### Сведения об авторах:

**Кошлань Владислав Игоревич** — студент кафедры общей физики и ядерного синтеза НИУ МЭИ, e-mail: vkoshlan@yandex.ru

**Ананьев Сергей Станиславович** — кандидат физико-математических наук, ведущий научный сотрудник Национального исследовательского центра «Курчатовский институт», e-mail: Ananyev\_SS@nrcki.ru

#### Information about authors:

**Koshlan' Vladislav I.** — Student of General Physics and Nuclear Fusion Dept., NRU MPEI, e-mail: vkoshlan@yandex.ru

**Ananyev Sergey S.** — Ph.D. (Phys.-Math.), Leading Researcher of National Research Center «Kurchatov Institute», e-mail: Ananyev\_SS@nrcki.ru

**Работа выполнена при поддержке:** Национального исследовательского центра «Курчатовский институт» (приказ № 1934а от 28.09.2020)

**The work is executed at support:** National Research Center «Kurchatov Institute» (Order No. 1934a of 28.09.2020)

**Конфликт интересов:** авторы заявляют об отсутствии конфликта интересов

**Conflict of interests:** the authors declare no conflict of interest

**Статья поступила в редакцию:** 06.07.2021

**The article received to the editor:** 06.07.2021