

DOI: 10.53403/9785951505156_2022_183

Подход к совместному моделированию топливных потоков в плазме и в системах инжекции и откачки ТЯР/ГССД

**С. С. Ананьев¹, А. Ю. Днестровский, А. С. Кукушкин^{1,2},
Б. В. Иванов¹, В. И. Кошлань³, А. В. Спицын¹, Б. В. Кутеев^{1,2}**

¹ НИЦ «Курчатовский институт», Москва

² НИЯУ «МИФИ», Москва

³ НИУ «Московский энергетический институт», Москва

Ananyev_SS@nrcki.ru

Топливные системы термоядерного источника нейтронов (ТИН), термоядерной (ТЯР) или гибридной установки (ГССД) на основе токамака должны обеспечить подачу DT-топлива для поддержания стационарного синтеза в плазме и удаления избыточных частиц из областей дивертора. Системы топливного цикла (ТЦ) должны обеспечивать откачку газов из вакуумной камеры, предварительную очистку и отделение водорода от примесных газов, дополнительную очистку химически связанных изотопов водорода, а также разделение изотопов водорода до необходимого уровня концентраций. Эти системы должны содержать запасы изотопов водорода и обеспечивать условия горения, нагрева плазмы и генерации тока (с помощью инжекции пучка быстрых атомов), а также остаточную детритизацию газов и переработку отходов. При этом потоки частиц в ТЦ определяются в первую очередь требованиями к обеспечению необходимых параметров основной плазмы (систем инжекции), а также потоками в систему откачки, поступающими из вакуумной камеры (области дивертора). Таким образом, расчет систем ТЦ и моделирование потоков частиц должно производиться согласованно с основной (и диверторной) плазмой.

В данной работе обобщаются сведения о принципах моделирования ТЦ ТЯР и ГССД, используемых для этого программных средствах и описывается модель, разработанная для согласованного моделирования потоков изотопов водорода и расчета их накопления для проектов ТЯР/ГССД в России. Приводятся расчеты потоков компонентов топлива в рабочем окне параметров основной плазмы для проекта ДЕМО-ТИН, в том числе с учетом влияния конвективных ЭЛМов.

Введение

В рамках реализации термоядерной программы в России ведутся работы по концептуальному проектированию опытно-промышленных реакторов, сочетающих в себе технологии как «чистого» термоядерного синтеза (ТЯР), так и синтеза/деления (ГССД) [1–4]. Гибридные системы синтеза/деления могут иметь ряд преимуществ перед реакторами синтеза (такими, как ДЕМО), поскольку смогут обеспечить воспроизводство топлива для своей работы при значительно меньших размерах реактора [3, 5, 6, 7]. Помимо этого ядерная часть такого реактора может решать различные задачи для интеграции гибридных систем в ядерный топливный цикл на основе атомных реакторов [3, 8]: трансмутация тяжелых металлов, производство ядерного топлива, дожигание минорных актинидов и др. На пути к опытно-промышленному реактору планируется создание термоядерного источника нейтронов (ТИН) [3, 6] – установки для демонстрации стационарных технологий удержания плазмы, ввода в нее дополнительной мощности, получения потока термоядерных нейтронов на уровне 10^{19} с^{-1} и интеграции ядерных технологий [3, 9, 10].

Одной из ключевых частей как для реактора синтеза, так и для термоядерного источника нейтронов является термоядерный топливный цикл (ТЦ) [11], включающий системы хранения топливных изотопов водорода, дополнительного нагрева плазмы [12] и топливной инжекции, извлечения газов, их разделения, обращения с тритием и его смесями, а также воспроизводства топливного изотопа трития [9, 10].

В мире довольно активно ведутся работы по моделированию накопления тяжелого изотопа водорода – трития для концептуальных проектов ДЕМО, а также расчеты систем топливного цикла для работающих и строящихся реакторов (ИТЭР [13], CFETR [14]). В России в рамках развития проектов ДЕМО-ТИН и ТИН-СТ в последние годы ведется проработка систем обращения с тритием, а также численное моделирование поведения изотопов водорода в них [15–17]. Выбор оптимальной архитектуры ТЦ направлен в первую очередь на сокращение запасов трития на установке, работающей в стационарном режиме, что принципиально отличает ее от действующих и проектируемых термоядерных установок. Было показано, что проведение таких расчетов невозможно без согласованного моделирования основной и диверторной плазмы, которые определяют работу токамака [18]. Прогресс в согласованном моделировании ТЦ и разработке установки в целом позволил перейти от концептуального проектирования к инженерной проработке ряда систем, в результате чего были проанализированы технологические решения, которые могут применяться для ключевых систем ТЦ, и проведена их интеграция. Вместе с тем согласованное моделирование ТЦ и плазмы токамака также имело определенный прогресс, направленный как на расширение диапазона параметров плазмы, так и на рассмотрение различных сценариев работы установки (в том числе с учетом ЭЛМов) и расширения параметров ее систем (например, использования газа различного состава в нагревных инжекторах).

В данной работе обобщаются сведения о принципах моделирования ТЦ, используемых для этого программных средствах и описывается модель, при-

меняемая для согласованного моделирования потоков изотопов водорода и расчета их накопления для проектов ГССД в России.

Структура топливного цикла ТЯР и ГССД

Работа установки ТЯР/ГССД, содержащей источник нейтронов, требует обеспечения удержания плазмы и поддержания ее термоядерных параметров. При этом для стационарной работы установки (в том числе ГССД) необходимо обеспечивать стационарное удержание плазмы и, следовательно, стационарную работу основных систем ТЦ. Непрерывная инжекция топлива и ввод дополнительной мощности для нагрева и создания тока в плазме позволяют добиться этого. Основным источником подпитки плазмы топливом является высокоскоростная инжекция пеллет со стороны сильного магнитного поля. Для подавления ЭЛМов эффективна инжекция пеллет со стороны слабого магнитного поля. Основной системой дополнительного нагрева плазмы, которая также решает задачу генерации тока в плазменном шнуре, является система инжекции пучков быстрых (нейтральных) атомов (NBI или СНИ). Изотопный состав (сорт) частиц, инжектируемых в плазму пучком, определяется газом в ионных источниках (системе газоснабжения), что делает эту систему частью ТЦ. Также для ТЯР/ГССД рассматриваются гиротронные системы нагрева плазмы. Для формирования требуемого давления в области нижнего и верхнего (в двухнулевой магнитной конфигурации) диверторов через вакуумную камеру установки должна осуществляться прокачка газа, который, однако, почти не влияет на подпитку основной плазмы [19, 20].

Для ТЯР и ГССД в составе ТЦ могут быть выделены следующие функциональные блоки:

- откачка и предварительное разделение газов из вакуумной камеры;
- выделение изотопов водорода из смеси газов;
- переработка тритийсодержащих радиоактивных отходов (исключая твердые РАО), в том числе удаление трития из смеси газов (детритизация);
- разделение изотопов водорода;
- воспроизводство трития;
- инжекции топлива в вакуумную камеру;
- хранение изотопов водорода и инвентаризация трития.

В состав ТЯР или ГССД входит термоядерная часть (источник термоядерных нейтронов – ТИН), при этом для ТИН величина Q , характеризующая отношение получаемой мощности синтеза к вложенной мощности дополнительного нагрева плазмы, близка к 1, т. е. сопоставима по параметрам с существующими или работавшими установками (TFTR [21], JET [19]). Ее для ГССД дополняет активная зона (гибридный бланкет) с делящимися веществами, позволяющая достигнуть общего нейтронного выхода, сопоставимого с крупными термоядерными установками (ИТЭР, ДЕМО) [20]. Наличие делящихся материалов в бланкете позволяет повысить нейтронный поток, достичь воспроизводства трития для обеспечения работы установки и даже преду-

считывает воспроизводство топлива для внешних потребителей (Tritium Breeding Ratio TBR > 1,1). Для ТЯР может быть также предусмотрен тритий-воспроизводящий бланкет, однако достижение расширенного производства (и даже выход на уровень самообеспечения установки тритием) для бланкетов текущих конструкций маловероятно.

Эти обстоятельства формируют характеристики ТЦ перспективных ТЯР и ГССД:

- системы ТЦ должны поддерживать стационарный режим переработки и подачи топливной смеси (так как предполагается стационарный режим удержания плазмы);

- для обеспечения $Q \sim 1$ (в случае ГССД) требуется сравнительно небольшое количество топлива (трития и дейтерия) для создания и поддержания плазменного разряда;

- в некоторых сценариях требуется использование только одного изотопа (чистый дейтерий в системе инъекции быстрых атомов NBI и чистый тритий в системе инъекции криогенных пеллет PIS).

В большинстве случаев ТЦ термоядерных установок проектируют двухконтурным:

- основной контур – для возврата топлива из «выхлопа» обратно в токамак и обращения с газами с высокой концентрацией трития;

- вспомогательный контур – для недопущения попадания отходов (прежде всего трития) в окружающую среду, а именно для работы с тритийсодержащими отходами первого контура и обеспечения безопасности работ с установками ТЦ и вакуумной камеры токамака.

Такая структура сталкивается с некоторыми трудностями при добавлении потока газа из бланкета, состав которого существенно отличается от газов первого контура. Для установок с импульсными плазменными разрядами, в которых полномасштабное воспроизводство трития не планируется, эта задача решается в тритиевом заводе, обеспечивающем обработку всех газов за время между импульсами. Для стационарных установок сокращение запасов трития в системах ТЦ требует новых подходов.

Для проектов ТЯР SFETR [22] и ДЕМО [20], предполагающих воспроизводство трития в бланкете для полного обеспечения установки топливом, характерен третий контур в ТЦ. В целом такая структура характерна для большинства концептуальных [23] и проектируемых [24–26] реакторов синтеза и ГССД. На рис. 1 показана схема основных систем ТЦ (для установки ДЕМО-ТИН), типичная как для ТЯР, так и ГССД. На рис. 1 в ТЦ можно условно выделить три характерных контура: первый контур предназначен для быстрой переработки газов «выхлопа» токамака; второй контур предназначен для переработки тритийсодержащих отходов, улавливания трития из технологических потоков (в том числе из воздуха рабочих помещений при возникновении аварии) и выделения технологических газов; третий контур предназначен для выделения трития из бланкета реактора.

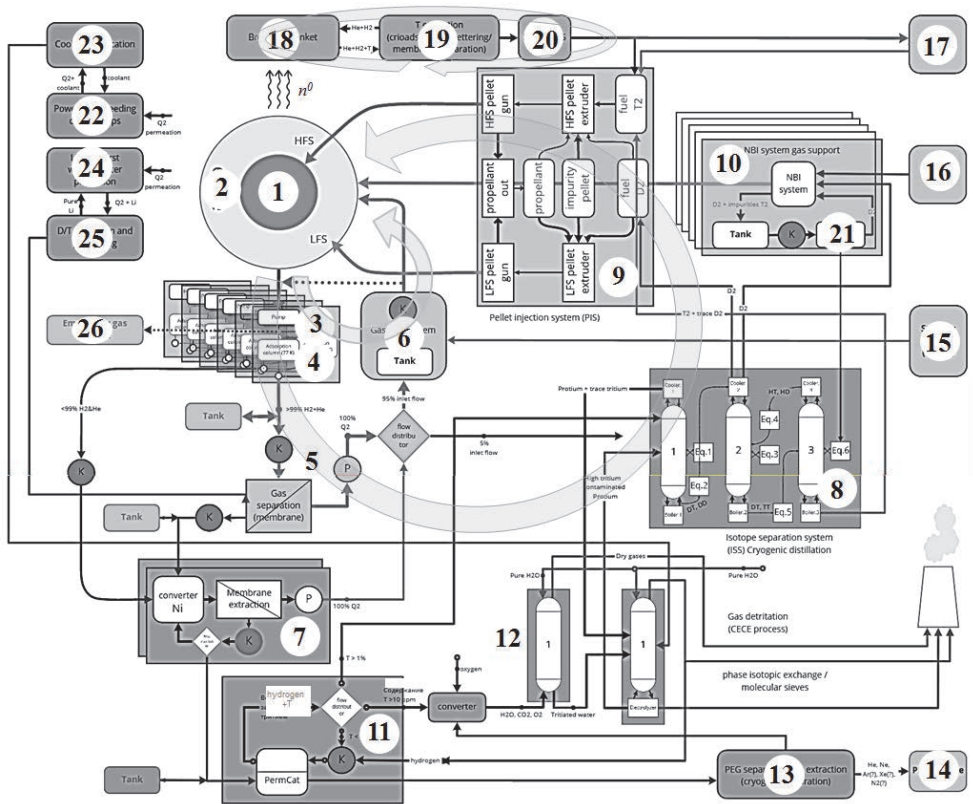


Рис. 1. Основные системы ТЦ установки ДЕМО-ТИН [27]. Условно показаны три контура топливного цикла. 1 – основная плазма; 2 – пристеночная/диверторная плазма; 3 – насосы; 4 – адсорбционная колонна; 5 – мембранная система разделения газов; 6 – система газовой инжекции; 7, 11 – мембранно-каталитическая система; 8, 20, 21 – система разделения изотопов; 9 – система инжекции пеллет; 10 – система инжекции нейтральных пучков (NBI); 12 – CECE система детритизации газа; 13 – система отделения/экстракции вспомогательных газов (PEG); 14 – система хранения вспомогательных газов; 15 – стартовый геттер; 16 – накопитель D₂; 17 – накопитель T₂; 18 – бланкет; 19, 23, 25 – система выделения T₂; 22 – контуры охлаждения первой стенки и дивертора; 24 – литиевый контур защиты первой стенки и дивертора; 26 – аварийное газовое хранилище

На схеме первый контур включает:

- криогенное разделение для предварительного удаления примесей из потока смеси изотопов водорода и гелия;
- выделение изотопов водорода в аппарате с металлической мембраной;
- выделение из примесей химически связанных изотопов водорода комбинированным мембранно-каталитическим методом;
- криогенную ректификацию для разделения изотопов водорода;
- систему хранения и ребаланса изотопов водорода;
- систему подачи дейтерия в нейтральные инжекторы;
- установку быстрой хроматографической очистки дейтерия от трития в нейтральном инжекторе;
- систему подачи трития в инжекторы пеллет;

– систему подачи топлива в газовые клапаны.

Второй контур включает:

– выделение изотопов водорода из смеси с гелием в аппарате с металлической мембраной/геттерирование водорода на металлических сорбентах/криогенную адсорбцию на молекулярных ситах;

– криогенную ректификацию для разделения изотопов водорода;

– систему подачи трития в установку хранения и ребаланса первого контура.

Третий контур включает:

– противоточное мембранно-каталитическое устройство для выделения следовых количеств трития (механизм действия идентичен PERMCAT ITER);

– каталитический конвертер для дожигания сверхнизких концентраций тритийсодержащих соединений в избытке кислорода;

– установку для детритизации паров воды и переработки тритийсодержащих отходов (СЕСЕ-процесс);

– криогенную установку для разделения технологических газов;

– лабораторный комплекс.

В настоящее время такая архитектура выбрана как наиболее оптимальная для ТЦ ДЕМО-ТИН [27] с учетом применения выбранных технологических решений.

Таблица 1

Обобщенные параметры ТЦ различных установок с DT-топливом

Установка	Кол-во трития на установке, г	Поток трития в вакуумную камеру	Воспроизводство трития (TBR)
TFTR	До 25	90 г/все время	–
JET DTE1	20	100 г/все время	–
JET DTE2	60	До 13,5 г/день	–
ДЕМО-ТИН	До 2000	~200 г/ч	Более 1,2
ITER	До 4000	~0,3–1,0 кг/ч	Тестовый бланкет
CFETR	До 4000	~300 г/ч	Менее 1,1
ДЕМО	До 10000	До 1 г/ч	~1,1

В табл. 1 представлены параметры топливных циклов различных установок. Следует отметить, что параметр «Поток трития в вакуумную камеру» является функцией термоядерной мощности установки и для ДЕМО-ТИН сопоставим с такими работавшими реакторами, как JET и TFTR с поправкой на режим плазменного разряда: импульсный (JET и TFTR) и стационарный (ДЕМО-ТИН). В то же время параметр «Количество трития в установке» зависит от применяемых в ТЦ технологий, а именно их технических ограничений, общей задержки трития в установках, трубопроводах и т. д. Этот параметр подвергается жесткому административному регулированию [28], так как является ключевым при обосновании безопасности всей установки [29]. Этот параметр может быть сильно занижен в случае установок, работающих в импульсном режиме (JET, TFTR, ITER), – для удовлетворения требованиям регулятора достаточно увеличить время между импульсами для уменьшения

накопления трития в системах топливного цикла. В случае установки, работающей в стационарном режиме, подобный подход не состоятелен. Поэтому при проектировании ТЯР/ГССД должен проводиться анализ технологий ТЦ для выбора решений, позволяющих повысить эффективность переработки топливной смеси и максимально снизить количество трития в ТЦ.

Примечательно, что общий масштаб топливного цикла ГССД (в том числе ДЕМО-ТИН) может быть сопоставлен с установками, работавшими с тритиево-дейтериевой смесью (TFTR и JET [30, 31]). В связи с тем, что отработка технологий (в том числе технологий ТЦ) занимает длительное время, при проектировании/строительстве установок целесообразно использовать технологии, достаточно отработанные к настоящему времени. Поэтому интерес представляет анализ отработанных технологий и конкретных систем ТЦ действующих термоядерных установок. Вместе с тем в последние десятилетия был достигнут существенный прогресс в разработке технологий ТЦ для значительно более мощных ТЯР (ITER, CFETR и ДЕМО) [13, 22, 32], поэтому также важно оценивать возможность применения данных технологий для систем значительно меньшего масштаба.

Подходы к моделированию топливного цикла ТЯР и ГССД

Одной из базовых задач системного моделирования ТЦ для ТЯР/ГССД является расчет распределения трития в системах ТЦ, включая оценку потоков топлива в плазму и вакуумную камеру, расчет темпа бридинга трития и производительности систем ТЦ.

Для анализа работы ТЦ установок TFTR и JET применялись модели, описывающие базовые физические процессы: выгорание в плазме, сорбция изотопов водорода в вакуумной камере и т. п. Такой подход был применен не только к установкам, работающим с импульсными плазменными разрядами, но и к стационарным системам. При данном подходе для описания процессов в системах ТЦ использовались аналитические модели (например, [23]). ТЦ в рассмотренных моделях формируется из условных функциональных блоков, имеющих входные/выходные потоки частиц (в большинстве случаев расчет производится только для трития) и потери за счет диффузии, радиоактивного распада, термоядерного выгорания и др. Для оценки содержания трития в каждом блоке при рассчитанном потоке частиц принимается характерное «время пребывания». Аналогичный подход применяется в системных кодах (например, [33]). В работе [4] была использована упрощенная модель [23] для оценки стартового количества трития для запуска концептуального гибридного реактора SABR (основанного на технологических решениях для ИТЭР). ТЦ концептуальных ТЯР/ГССД в большинстве своем не проработаны в достаточной степени, поэтому использование аналитических моделей оправдано и позволяет получить необходимые оценки для продолжения работы над проектом или его приостановки.

Наряду с этим для ТЯР были разработаны коды для численного моделирования процессов в системе разделения изотопов (ISS), поскольку там будет содержаться наибольшее количество водорода и скорости процессов минимальные (в рамках ТЦ). Усложнение структуры ТЦ (начиная с JET) и необходимость интеграции ISS с другими системами привело к появлению кодов, моделирующих помимо ISS другие ключевые системы ТЦ. До недавнего времени для ТЦ ИТЭР использовалась модель CFTRIM [34], опирающаяся именно на моделирование процессов в ISS. Развитие проекта ИТЭР и появление других проектов (в том числе CFETR) привело к созданию новых пакетов кодов для моделирования ТЦ. Один из наиболее свежих продуктов – TAS [35], разработанный командой Frontier Development of Science (FDS) из Института технологий безопасности ядерной энергии (NEST). Он основывается на аналитической модели, аналогичной описанной в работе [23].

Для точного численного моделирования процессов в системах ТЦ ТЯР в настоящее время также используются коммерческие коды EcosimPro, AspenPlus и др. Для EcosimPro была разработана специализированная «тритиевая» библиотека. Код является наиболее удобным инструментом для динамического моделирования систем ТЦ ТЯР и оптимизации ТЦ ИТЭР [36], а также применялся к нескольким концепциям бланкетов для DEMO [37]. AspenPlus [38] является менее специализированным инструментом, однако обладает определенным набором функций для моделирования сложных газовых схем. Он также применяется для расчетов компонентов ТЦ в ИТЭР [39] и используется Европейской командой из KIT при расчетах ТЦ DEMO EU [40].

Для учета транспорта трития в компонентах (материалах) ТЦ ТЯР/ГССД могут применяться специализированные коды, например TMAP, FUS-TPC, HITTCP и др. Программа анализа миграции трития (TMAP) была разработана программой безопасности термоядерного синтеза в INL (США) в 1980-х гг. для анализа безопасности систем, работающих с тритием [41]. Код TMAP моделирует проникновение через материалы с различными состояниями поверхности, параметрами диффузии и растворимости, различными типами ловушек и др. [42, 43]. Код FUS-TPC, разработанный F. Franza и др. в ENEA (Италия) в 2011 г., представляет собой термоядерную версию кода для моделирования проницаемости трития в быстрых реакторах с натриевым теплоносителем (SFR-TPC) [44]. Код HITTCP (Hydrogen Isotopes Transport and Trapping Calculation Program) был создан в НИЦ «Курчатовский институт» для расчета транспортных характеристик изотопов водорода и их накопления в вакансиях в конструкционных и функциональных материалах гибридных и термоядерных реакторов при непрерывном повреждении нейтронным облучением [45, 46]. Эти коды используются преимущественно для самостоятельного моделирования таких явлений, как удержание трития в материалах, обращенных к плазме компонентов ТЯР/ГССД [47, 48] или компонентов бланкета [49–52]. Однако они могут быть интегрированы в системные или расчетные коды для моделирования отдельных систем или ТЦ ТЯР/ГССД в целом.

Для моделирования ТЦ установки ТЯР/ГССД должны приниматься во внимание элементы, которые предусматриваются текущим состоянием проекта. Расчеты потоков и накопления запасов газов должны производиться для

элементов, содержащих изотопы водорода. Количество элементов, учитываемых при расчетах, может быть минимальным (например, 3 в [4]) либо превосходить количество условных блоков на рис. 1 (например, для [36]), однако подробное обсуждение данного вопроса не является предметом этой работы. Следует отметить, что зачастую системы инъекции и обработки примесных газов при моделировании не учитываются, так как в них отсутствуют изотопы водорода.

Согласованное моделирование топливных потоков в плазме и системах ТЦ ТЯР/ГССД

Величина потоков в системах ТЦ имеет сильную зависимость от параметров основной плазмы токамака и режима работы дивертора, поскольку именно эти процессы задают газовые потоки, которые требуется инжектировать в плазму для ее подпитки компонентами топлива, нагнетать в вакуумную камеру, а также откачивать в виде продуктов термоядерного горения [16, 17, 53]. Все эти процессы обеспечивают рабочие условия токамака (и, следовательно, нейтронного источника) и являются «внешними» параметрами для ТЦ. Между тем инструменты для согласованного расчета потоков частиц в вакуумной камере, т. е. «условия задачи», и потоков частиц в системах ТЦ на сегодняшний день авторам неизвестны (или они позволяют производить расчеты фрагментарно и не позволяют решать поставленную задачу). В связи с этим был разработан подход к согласованному моделированию компонентов топлива.

Для расчета потоков компонентов топлива и накопления трития в топливном цикле ТИН (ГССД) в российских проектах в НИЦ «Курчатовский институт» был разработан и развивается системный код FC-FNS [12, 17, 18]. Для согласованного моделирования основной и диверторной плазмы в FC-FNS используется опосредованная связь кодов SOLPS4.3 [54] и ASTRA [55, 56] – подход, разработанный ранее для проекта ITER [57, 58]. В этом подходе одномерное моделирование основной плазмы с помощью кода ASTRA дополняется граничными условиями и ограничениями, представленными в виде скейлингов, полученных из двумерного моделирования краевой плазмы с использованием кода SOLPS4.3. Пакет программ SOLPS4.3 реализует двумерную модель краевой плазмы (SOL и дивертора) в предположении тороидальной симметрии, включая жидкостное описание электронов и ионов и моделирование атомов и молекул методом Монте-Карло. В коде ASTRA используется приближение 1.5D, т. е. одномерный (радиальный) перенос энергии, частиц и тока моделируется с использованием метрических коэффициентов, рассчитанных из двумерного равновесия плазмы, согласованного с профилями давления и тока плазмы. В результате строится эффективный алгоритм, обеспечивающий одновременное описание областей плазмы с сильно различающимися временными масштабами и позволяющий рассчитывать параметры плазменного ядра, согласующиеся с ограничениями на дивертор (тепловые нагрузки, потоки газа) [55].

При расчетах по программам ASTRA и SOLPS изотопы водорода не различаются – расчеты проводятся для топливных частиц с атомной массой 2,5 (ASTRA) или 2 (SOLPS). Поэтому для оценки потоков дейтерия и трития используется дополнительное предположение: коэффициенты переноса D- и T-частиц в плазме равны. В принципе возможно ввести разные коэффициенты переноса для разных изотопов, однако достоверных данных об изотопном эффекте в переносе частиц, в частности при смешении изотопов, нет. Имеющиеся теоретические оценки и экспериментальные данные (см., например, [59]) показывают, что зависимость удержания частиц от массы довольно слабая, $\sim m^{1/2}$, поэтому, учитывая массовую скорость T/D, равную 1,5, такое предположение выглядит разумным. Относительная концентрация трития в основной плазме определяется соотношением интенсивности источников D и T и распределением источника по поперечному сечению ядра плазмы. В наших оценках мы предполагаем, что вклады различных источников в плотность соответствующей компоненты плазмы аддитивны.

В модели плазмы, принятой в коде FC-FNS, предполагается, что основная плазма будет снабжаться частицами изотопов водорода из трех источников (в виде пучков – NBI, в виде криогенных топливных пеллет – PIS и в виде потока нейтралов из области – SOL), сравнимых по вкладу в плотность плазмы [53, 55]. Тогда глобальный баланс частиц в плазменном ядре можно записать в виде

$$N_{\text{core}} = N_{\text{sep}} + S_{\text{NB}} \cdot \tau_{\text{NB}} + S_{\text{pel}} \cdot \tau_{\text{pel}} + S_{\text{sep}} \tau_{\text{sep}} - S_{\text{fus}} \cdot \tau_{\text{tot}}, \quad (1)$$

где $N_{\text{core}} = n_{\text{core}} V_{\text{pl}}$ – общее количество D- и T-частиц в плазме; $N_{\text{sep}} = n_{\text{sep}} V_{\text{pl}}$ (мы предполагаем отсутствие пинча для водородных компонентов); n_{sep} – плотность плазмы на сепаратрисе, полученная из скейлингов по данным SOLPS; V_{pl} – объем плазмы внутри сепаратрисы. Здесь S_{NB} , S_{pel} , S_{sep} , и S_{fus} – интенсивности источников ионов D и T, связанные с инжекцией нейтралов, инжекцией гранул, подачей газа с периферии (определяется из скейлингов SOLPS) и реакциями синтеза, тогда как τ_{NB} , τ_{pel} , τ_{sep} – эффективное время удержания этих ионов. Все эти значения N и S вычисляются в коде ASTRA, а значения τ определяются численным дифференцированием уравнения (1) относительно соответствующей переменной S . Профили источников и плотности, полученные в результате моделирования [53, 55], показаны на рис. 2.

В уравнении (1) τ_{NB} , τ_{pel} , τ_{sep} характеризуют скорость диффузионного ухода ионов из соответствующего источника в сепаратрису. Обычно их порядок $\tau_{\text{NB}} > \tau_{\text{pel}} > \tau_{\text{sep}}$, поскольку пучок быстрых атомов доставляет частицы наиболее глубоко в ядро, а газ из сепаратрисы имеет меньшую глубину проникновения. Типичные значения для проекта ГССД ДЕМО-ТИН $\tau_{\text{NB}} \sim 2$ с, $\tau_{\text{pel}} \sim 1,8$ с, $\tau_{\text{sep}} \sim 0,5$ с. Эффективное замедление спада плотности в плазме из-за рециклинга описывается ненулевой плотностью плазмы на сепаратрисе n_{sep} и потоком нейтралов в плазму S_{sep} , которые рассчитываются в программе SOLPS и аппроксимируются скейлингами.

Изменение изотопного состава плазмы влияет на системы откачки и обработки газов, поскольку величина и состав газовых потоков зависят от доли трития в основной плазме и диверторе ($f_{\text{core}}^{\text{T}}$ и $f_{\text{div}}^{\text{T}}$ соответственно), а также

в системах подпитки топливом, которые должны обеспечивать заданные значения f^{T}_{core} .

Для установки ДЕМО-ТИН было выполнено совместное моделирование газовых, твердотельных и плазменных потоков топливных смесей в областях основной и диверторной плазмы с дополнительной инжекцией примеси неона в диверторы [55]. Неон вводится в моделирование SOLPS и ASTRA для управления тепловой нагрузкой на панелях дивертора и n_{sep} . Однако он не является топливным компонентом и не включен в модель FC-FNS, как было отмечено выше.

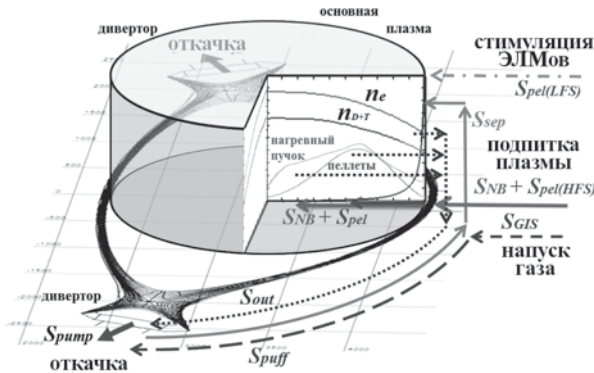


Рис. 2. Условная схема потоков компонентов топлива [53] в виде напуска газа в вакуумную камеру и откачки. Профили плотности электронов (n_e) и компонентов топлива (n_{D+T}) для основной плазмы построены ASTRA. Показаны профили источников ионов в плазме различной природы: инжекция пучка быстрых атомов (NB), инжекция пеллет (pel) и инжекция газа (sep). Показаны потоки S_{NB} , S_{pel} , S_{sep} , достигающие плазменного шнура, и потоки S_{GIS} , S_{puff} , используемые для формирования рабочих условий в диверторе. Потери частиц из плазмы S_{out} складываются из потоков, генерируемых всеми источниками. S_{pump} – поток газа в систему откачки. Также показана расчетная сетка SOLPS, покрывающая область краевой плазмы и диверторов

Расчеты плазменного сценария кодами ASTRA + SOLPS4.3 были выполнены для $f^{T}_{core} = 0,5$ и условий в диверторе, как в работах [53, 55]. Рабочий диапазон f^{T}_{div} различается для разных сценариев подачи газа в NBI. Для случая $D^0 + T^0$ пучка, может быть реализован вариант $f^{T}_{core} = f^{T}_{div}$, но для D^0 пучка эти условия не могут быть достигнуты. Таким образом, было показано, что при значительном влиянии потока нейтралов из дивертора на подпитку плазмы состав плазмы дивертора ограничивает изотопный состав основной плазмы [53].

Был рассчитан изотопный состав f^T в ключевых системах ТЦ ДЕМО-ТИН в зависимости от f^{T}_{div} . Показано, что при $f^{T}_{div} = 0,5$ величины f^{T}_i для систем очистки, распределения потока и напуска газа различаются по абсолютным значениям в пределах 5 %. Изменение f^{T}_{div} в ту или иную сторону приводит к изменению f^{T}_i в том же направлении. Наибольшее отклонение f^{T}_i от f^{T}_{core} наблюдается для системы газонапуска и $f^{T}_{puff} < f^{T}_{div} < f^{T}_{core}$ или $f^{T}_{core} < f^{T}_{div} < f^{T}_{puff}$, что позволяет обеспечить требуемое значение f^{T}_{div} . Подробные расчеты потоков в системах инжекции и откачки ДЕМО-ТИН необ-

ходимы для уточнения параметров/производительности систем ТЦ, которые должны обеспечить обработку поступающих газовых потоков.

Выбранные режимы топливной инжекции для сценариев использования $D^0 + T^0$ и D^0 пучков позволили сформулировать требования к характеристикам ключевых систем ТЦ, которые содержат наибольшее количество трития из-за режима работы (табл. 2). Ожидается интегральный поток частиц через системы ТЦ на уровне $6-8 \cdot 10^{21}$ атомов/с (для «естественных» ЭЛМов). Однако система откачки должна быть рассчитана на потоки на порядок большие, чтобы обеспечить эффективную откачку в случае выхода газа из элементов вакуумной камеры и поддержание давления в диверторе p_n на уровне 2–4 Па [53, 55] для всех рассмотренных сценариев работы, что суммарно дает $\sim 2 \cdot 10^{22}$ атомов/с для ДЕМО-ТИН. Для этого требуется скорость откачки $c_p \sim 10-20 \text{ м}^3/\text{с}$, что достижимо для двухдиверторной конфигурации.

Таблица 2

Основные параметры систем ТЦ ДЕМО-ТИН

Параметры	Значение
Расход топлива через вакуумную камеру (газонапуск), моль/с	$0,8-1,6 \cdot 10^{-2}$
Расход топлива в систему заправки (пеллет-инжекции), моль/с	$0,06-1,6 \cdot 10^{-2}$
Расход топлива через систему инжекции пучков, моль/с	0,04
Расход топлива через бланкет (Т-воспроизводящий), моль/с	$1,5 \cdot 10^{-5}$
Криосорбционная система/входной поток, моль/с	$1,8 \cdot 10^{-2}$
Мембранно-каталитическая система/расход на входе, моль/с	До $4 \cdot 10^{-4}$
Система мембранного разделения/входной поток, моль/с	$1,8 \cdot 10^{-2}$
Установка СЕСЕ-процесса/вход Т-воды, кг/ч	До 5
Установка разделения изотопов водорода/расход на входе, моль/с	$1,2-8,5 \cdot 10^{-3}$
Препаративная газовая хроматография/скорость потока, л/мин	3–5 (до 5 масс. % T_2 ; остальное D_2)

Моделирование с помощью FC-FNS учитывает размножение (бридинг) трития в бланкете и общий запас трития на площадке установки, включая бланкет, стартовый геттер (который содержит тритий для работы с отключенными системами размножения) и долговременное хранилище (содержащее тритий, наработанный в бланкете для внешних потребителей) с учетом компенсации выгорания и распада трития в плазме.

Запасы трития в ТЦ, а также количество произведенного в гибридном бланкете трития при различных его долях в основной плазме ранее были рассчитаны для сценариев использования $D^0 + T^0$ и D^0 пучков дополнительного нагрева в зависимости от $f^{T_{core}}$. Было показано, что при использовании $D^0 + T^0$ пучка целесообразно поддерживать $f^{T_{core}} = 0,5$. В то время как запас трития в элементах ТЦ увеличивается с увеличением $f^{T_{core}}$, количество трития, выделенное из бланкета, уменьшается вместе с уменьшением потока нейтронов. При использовании D^0 пучка более подходящей является доля трития $f^{T_{core}} = 0,6-0,7$, поскольку в этом случае увеличивается поток нейтронов

и, следовательно, скорость воспроизводства трития, тогда как его запас в системах ТЦ незначительно зависит от f^T_{core} [18].

Новый подход, примененный в коде FC-FNS для моделирования потоков топлива в ТЦ ДЕМО-ТИН, показал уменьшение расхода топлива в системах инжекции из-за значительного вклада нейтрального потока от дивертора в подпитку основной плазмы. Для сценария с D^0 пучком и $f^T = 0,7$ это практически означает, что достаточно только одного инжектора пеллет T_2 , поскольку потребность в D_2 полностью обеспечивается пучками NBI [16, 18]. Как показано в данной работе, это верно не для всех рабочих точек, характеризующих плотностью основной плазмы и отношением τ_p/τ_E времени удержания частиц в плазме к времени удержания энергии.

Сценарий $D^0 + T^0$ пучка с разомкнутым циклом подачи газа NBI [10, 63] соответствует наибольшему количеству трития во всех системах. С технологической точки зрения замкнутый топливный цикл более привлекателен. При этом многие системы ТЦ смогут иметь более низкую производительность, хотя для $D^0 + T^0$ пучка она имеет небольшое преимущество в содержании трития (снижение $<10\%$). Для D^0 пучка запас трития в ТЦ уменьшается более чем в 1,5 раза. Расчеты запасов изотопов водорода в системах ТЦ показали, что исходный запас T_2 (включая резервные запасы) должен составлять от 500 г (для D^0 пучка) до 800 г (для $D^0 + T^0$ пучка) и до 850 г D_2 . Запасы трития в ТЦ (без учета долговременного хранилища) в зависимости от времени удержания частиц τ_p/τ_E для различных значений плотности плазмы $\langle n_e \rangle$ (10^{19} м^{-3}) показаны на рис. 3 для двух типов пучков.

При этом резервные запасы, необходимые для временной остановки систем воспроизводства трития (для ремонта или обслуживания), составляют 80–120 г T_2 . При длительном хранении должно храниться до 350 г T_2 (при коэффициенте воспроизводства трития $TBR = 1,2$, извлечение накопленного трития один раз в год). Таким образом, на площадке установки будет находиться от 900 до 1200 г T_2 с учетом распада накопленного трития, в том числе трития в долговременном хранилище.

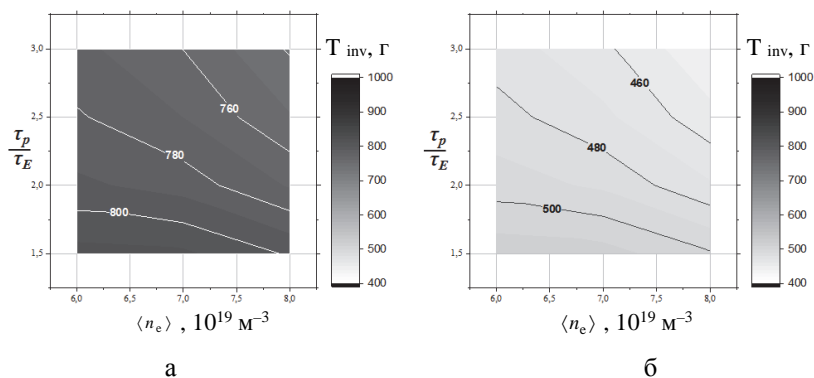


Рис. 3. Запасы трития (T_{inv}) в ТЦ (без долговременного хранилища) в зависимости от времени удержания частиц τ_p/τ_E и плотности плазмы $\langle n_e \rangle$ для $D^0 + T^0$ (а) и D^0 (б) пучков.

Шкалы справа показывают соответствие между цветом на графиках и накоплением трития

Оценка потоков компонентов топлива в рабочем окне параметров основной плазмы с учетом конвективных ЭЛМов

Для оценки величины потоков компонентов топлива в окне параметров основной плазмы ДЕМО-ТИН с использованием разработанной модели были проведены расчеты потоков частиц в основной и диверторной плазме, а также согласованных потоков в системах откачки, инжекции и других системах ТЦ при различных значениях плотности плазмы $n_e = 6,0\text{--}8,0 \cdot 10^{19} \text{ м}^{-3}$ и времени удержания частиц $\tau_p/\tau_E = 1\text{--}4,5$ [60].

До сих пор мы не рассматривали влияние режимов, локализованных по краю (ЭЛМ), на работу систем ТЦ. Потери, связанные с «естественными» ЭЛМ, были включены в общие диффузионные потери. Однако если ЭЛМы становятся более частыми и меньшими («конвективные» ЭЛМ), то потери из плазмы могут значительно возрасти, что потребует интенсификации ее подпитки. Для изучения влияния конвективных ЭЛМов на потоки топлива в ТЦ было проведено дополнительное моделирование.

Инжекция пеллет со стороны слабого магнитного поля на текущий момент рассматривается как эффективный способ стимуляции неустойчивостей, локализованных на краю плазмы (ЭЛМ) [14, 61, 62], а также для снижения нагрузки на элементы первой стенки и дивертора. Частая инжекция небольших пеллет в область сепаратрисы приводит к запуску ЭЛМ с контролируруемыми параметрами и меньшим энергосодержанием, чем в случае спонтанных «естественных» ЭЛМ, в которых $\delta W_{\text{ELM}}/W_{\text{ped}} \gg \delta N_{\text{ELM}}/N_{\text{ped}}$. Частота инжекции таких пеллет должна быть существенно выше, чем частота топливных пеллет, а их размер меньше [14, 61].

Когда ЭЛМы становятся конвективными ($\delta W_{\text{ELM}}/W_{\text{ped}} \cong \delta N_{\text{ELM}}/N_{\text{ped}}$), требуется дополнительная инжекция топливных пеллет для поддержания плотности плазмы в основной плазме, т. е. для компенсации увеличенных потерь частиц требуется выполнение равенства

$$\left(S_{\text{pel(LFS)}} + S_{\text{pel(HFS)}} \right) - S_{\text{pel(HFS)}}^* = S_{\text{ELM}} - S_{\text{ELM}}^*, \quad (2)$$

где S_{ELM} и S_{ELM}^* – потери частиц из основной плазмы из-за контролируемых (конвективных) и естественных (неконвективных) ЭЛМов соответственно. При этом

$$\begin{aligned} S_{\text{ELM}}^* &= f_{\text{ELM}} \delta N_{\text{ELM}} = \\ &= \gamma \cdot \alpha_{\text{ELM}} \cdot P_{\text{SOL}} \cdot N_{\text{ped}} / W_{\text{ped}} = \gamma \cdot \alpha_{\text{ELM}} \cdot P_{\text{SOL}} / (3T_{\text{ped}}), \quad \gamma \ll 1, \end{aligned} \quad (3)$$

поскольку $N_{\text{ped}}/W_{\text{ped}} = n_{\text{ped}} \cdot V_{\text{ped}} / (3n_{\text{ped}} \cdot T_{\text{ped}} \cdot V_{\text{ped}})$.

Если пренебречь изменением профилей при интенсивной инжекции пеллет и предположить, что параметры пьедестала (зона на периферии плазмы с большими градиентами давления) не меняются, то плотность основной

плазмы (1) можно оценить как

$$N_{\text{core}} = N_{\text{sep}} + S_{\text{NB}} \cdot \tau_{\text{NB}} + \left(S_{\text{pel(LFS)}} + S_{\text{pel(HFS)}} - (S_{\text{ELM}} - S_{\text{ELM}}^*) \right) \tau_{\text{pel}} + S_{\text{sep}} \cdot \tau_{\text{sep}} - S_{\text{fus}} \cdot \tau_{\text{tot}}. \quad (4)$$

Тогда

$$(S_{\text{ELM}} - S_{\text{ELM}}^*) = \alpha_{\text{ELM}} (1 - \gamma) P_{\text{SOL}} / (3T_{\text{ped}}). \quad (5)$$

Из уравнений (4) и (5) находим уравнения для $N_{\text{core}}^{\text{T,D}}$:

$$N_{\text{core}}^{\text{T}} = N_{\text{sep}}^{\text{T}} + S_{\text{NB}}^{\text{T}} \tau_{\text{NB}} + \left((S_{\text{pel(HFS)}}^{\text{T}} - \alpha_{\text{ELM}} (1 - \gamma)) P_{\text{SOL}} / 3T_{\text{ped}} f_{\text{ped}}^{\text{T}} \right) \tau_{\text{pel}} + S_{\text{sep}}^{\text{T}} \tau_{\text{sep}} - S_{\text{fus}}^{\text{T}} \tau_{\text{tot}}, \quad (6)$$

$$N_{\text{core}}^{\text{D}} = N_{\text{sep}}^{\text{D}} + S_{\text{NB}}^{\text{D}} \tau_{\text{NB}} + \left(S_{\text{pel(HFS)}}^{\text{D}} + S_{\text{pel(LFS)}}^{\text{D}} - \alpha_{\text{ELM}} (1 - \gamma) P_{\text{SOL}} / 3T_{\text{ped}} (1 - f_{\text{ped}}^{\text{D}}) \right) \tau_{\text{pel}} + S_{\text{sep}}^{\text{D}} \tau_{\text{sep}} - S_{\text{fus}}^{\text{D}} \tau_{\text{tot}}, \quad (6')$$

где верхние индексы D или T обозначают принадлежность дейтерию или тритию. Здесь $f_{\text{ped}}^{\text{T}}$ – доля трития в плазме в области пьедестала, на которую влияют интересующие нас конвективные ЭЛМы.

Значение $f_{\text{ped}}^{\text{T}}$ удовлетворяет уравнению

$$N_{\text{core}}^{\text{T}} / N_{\text{core}} = f_{\text{core}}^{\text{T}}. \quad (7)$$

Из уравнения (4) можно оценить величину $(S_{\text{pel(LFS)}} + S_{\text{pel(HFS)}})$, необходимую для поддержания плотности N_{core} . При этом удержание в центральной части шнура, описываемое параметром τ_p , не меняется для случаев конвективных ЭЛМ, так как все дополнительные потоки и источники для их компенсации локализуются на периферии:

$$\tau_p \ll \tau_p^* = (N_{\text{core}}^{\text{T}} + N_{\text{core}}^{\text{D}}) / \left(S_{\text{sep}} + S_{\text{pel}}^{\text{T}} + S_{\text{pel(HFS)}}^{\text{D}} + S_{\text{pel(LFS)}}^{\text{D}} + S_{\text{NB}}^{\text{D}} - 2S_{\text{fus}} \right). \quad (8)$$

Баланс источников частиц в диверторе:

$$S_{\text{out}}^{\text{T}} + S_{\text{out}}^{\text{D}} + S_{\text{puff}}^{\text{T}} + S_{\text{puff}}^{\text{D}} = c_p P_n + S_{\text{sep}}^{\text{D}} + S_{\text{sep}}^{\text{T}}. \quad (9)$$

Здесь потери частиц из основной плазмы $S_{\text{out}} = S_{\text{sep}} + S_{\text{pel(HFS)}} + S_{\text{pel(LFS)}} + S_{\text{NB}} - S_{\text{fus}}$ и $S_{\text{puff}}^{\text{T,D}}$ – потоки газа T/D в вакуумную камеру:

$$S_{\text{puff}}^{\text{T}} = S_{\text{HFS}}^{\text{T}} (1/k_{\text{eff_HFS}} - 1) + S_{\text{GIS}}^{\text{T}}, \quad (10)$$

$$S_{\text{puff}}^D = S_{\text{NB}}^D (1/k_{\text{eff_NBI}} - 1) + S_{\text{pel(HFS)}}^D (1/k_{\text{eff_HFS}} - 1) + S_{\text{pel(LFS)}}^D (1/k_{\text{eff_LFS}} - 1) + S_{\text{GIS}}^D, \quad (10')$$

где $k_{\text{eff_HFS}}$ и $k_{\text{eff_LFS}}$ – доли неповрежденных пеллет, попадающих в плазму; аналогично $k_{\text{eff_NBI}}$ – эффективность инжекции частиц пучком; $S_{\text{GIS}}^{\text{T,D}}$ – поток газа в вакуумную камеру, необходимый для обеспечения необходимого давления в диверторе p_n при скорости откачки c_p .

При уменьшении времени удержания или увеличении плотности плазмы потоки топлива в плазму, обеспечиваемые инжекцией пеллет, должны увеличиваться. В результате требуемая производительность систем инжекции и разделения изотопов водорода (а также некоторых других систем ТЦ) возрастет до 12 раз по сравнению со случаем «естественных» ЭЛМов. При моделировании было показано, что в большей части диапазона $n_e = 6,0-8,0 \cdot 10^{19} \text{ м}^3$ частоты впрыска топливных пеллет (со стороны сильного поля – HFS) будут ниже, чем оценка, полученная для частоты, которая необходима для поддержания контролируемых потерь энергии $\delta W_{\text{ELM}} \leq 0,5 \text{ МДж}$ в ЭЛМ, $\nu_{\text{pel}} \geq 15 \text{ Гц}$. Следовательно, для рассматриваемого диапазона параметров может потребоваться дополнительная стимуляция ЭЛМов (со стороны слабого поля – LFS).

Удовлетворить условие необходимой частоты стимуляции ЭЛМ ν_{pel} можно, не прибегая к LFS инжекции, за счет уменьшения размеров топливных пеллет. Пеллеты меньшего размера могут иметь недостаточную механическую прочность, однако определение минимального размера LFS пеллет, достаточного для инициирования ЭЛМ, выходит за рамки данной работы.

Исследована чувствительность модели к дополнительной инжекции LFS пеллет. Считалось, что частоты ν_{LFS} обеспечивают полную частоту, необходимую для поддержания контролируемых потерь энергии $\delta W_{\text{ELM}} \leq 0,5 \text{ МДж}$ в ЭЛМ, $\nu_{\text{pel}} \geq 15 \text{ Гц}$ [61]. Хотя LFS пеллеты напрямую не подпитывают основную плазму, они могут влиять на распределение изотопов в плазме и приводить к изменению частоты топливной инжекции. Между тем, для рассмотренных здесь случаев (в рассмотренном окне параметров плазмы) эффект довольно слабый – менее 10 % по $f_{\text{core}}^{\text{T}}$.

Проведенное моделирование показывает, что при выбранных параметрах дивертора, скорости откачки и размерах пеллет, далеких от технических и физических ограничений, может быть достигнута рабочая точка, соответствующая требованиям по тепловой мощности в диверторе и производительности систем ТЦ.

Запасы трития в ТЦ (без учета долговременного хранилища) с учетом потерь частиц в ЭЛМах в зависимости от времени удержания частиц τ_p/τ_E и плотности плазмы $\langle n_e \rangle$ показаны на рис. 4 для двух типов нагретого пучка.

Отметим, что увеличение потоков топлива через системы инжекции, разделения изотопов водорода и некоторые другие системы в случае учета конвективных ЭЛМов не вызывает заметного увеличения запасов трития

в топливном цикле. Однако, сравнивая рис. 4 и рис. 3, можно увидеть, что зависимость этого запаса от τ_p/τ_E и $\langle n_e \rangle$ в этом случае заметно меняется.

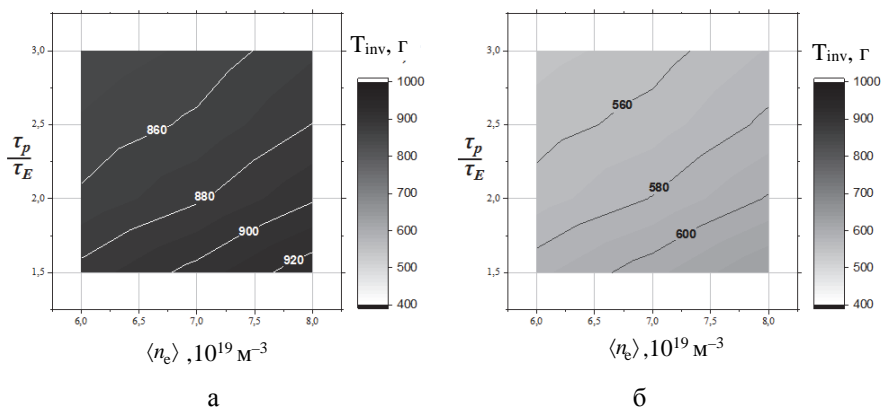


Рис. 4. Запасы трития (T_{inv}) в ТЦ (без учета долговременного хранилища) с учетом потерь частиц в ЭЛМах в зависимости от времени удержания частиц τ_p/τ_E и плотности плазмы $\langle n_e \rangle \cdot 10^{19} \text{ м}^{-3}$ для $D^0 + T^0$ (а) и D^0 (б) пучков. Шкалы справа показывают соответствие между цветом на графиках и накоплением трития

Заключение

В работе обобщены сведения о структуре термоядерного топливного цикла для термоядерных и гибридных реакторов синтеза/деления. Обосновано отличие структуры ТЦ для действующих, строящихся и проектируемых установок. Показаны характерные изменения в ТЦ, связанные с системами для наработки/бридинга трития. Выделены общие черты и особенности архитектуры ТЦ для ТЯР и ГССД. На примере ТЦ для стационарного источника термоядерных нейтронов (ГССД) ДЕМО-ТИН показана структура систем обращения с тритием и перечислены кандидатные технологии, наилучшим образом удовлетворяющие требованиям проекта. Обозначены пути снижения количества трития на площадке установки.

В работе приведены сведения о принципах моделирования ТЦ и используемых для этого программных средствах. Обоснована целесообразность комплексного подхода к моделированию потоков компонентов топлива в системах ТЦ совместно с моделированием основной и диверторной плазмы. Также описана модель, разработанная в НИЦ «Курчатовский институт» для кода FC-FNS и используемая для согласованного моделирования потоков изотопов водорода и расчета их накопления для проектов ГССД в России.

Для проекта стационарного источника термоядерных нейтронов (ГССД) ДЕМО-ТИН описано моделирование процессов в ТЦ совместно с потоками частиц в основной и диверторной плазме в окне параметров – времени удержания частиц τ_p/τ_E и плотности плазмы $\langle n_e \rangle$. Описано влияние источников частиц, имеющих разное время удержания, и влияние ЭЛМов на топливные

потоки, в том числе HFS и LFS пеллет-инжекцию. Показана взаимозависимость изотопного состава дивертора и основной плазмы при значительной подпитке основной плазмы нейтралами в соответствующих рабочих точках. Работа установки в режимах с большими значениями плотности плазмы и при меньших временах удержания частиц потребует увеличения потоков топлива для подпитки плазмы. Расчеты показали, что это повлечет увеличение на порядок необходимой производительности для ряда ключевых систем ТЦ, в том числе системы разделения изотопов водорода и инъекции топлива. В работе приведена требуемая производительность ряда систем ТЦ с учетом выбранных технологических решений. Показано влияние конвективных ЭЛМов (в предположении $\delta W_{\text{ELM}} \sim 0,5$ МДж, $\alpha_{\text{ELM}} = 0,2$ на потери частиц из плазмы, параметры инъекции пеллет (HFS для подпитки основной плазмы и LFS для инициирования ЭЛМов) и потоки компонентов топлива в системах ТЦ (ДЕМО-ТИН).

Запасы трития в ТЦ установки были рассчитаны для широкого диапазона параметров плазмы, в том числе с учетом управляемых ЭЛМов. Показано, что дополнительная инъекция компонентов топлива для компенсации потерь частиц в конвективных ЭЛМах приводит к увеличению запаса трития в ТЦ не более чем на 20 %, но изменяет зависимости от параметров плазмы в рабочем окне.

При проведении анализа использовались некоторые предположения, которые могут повлиять на границы полученного рабочего окна. В частности, мы не определяем минимальный размер пеллеты, достаточный для инициирования ЭЛМ, для фиксированных параметров пьедестала и минимально возможный размер топливных пеллет. Это представляется нам перспективной задачей.

Проведенное моделирование для проекта ДЕМО-ТИН показывает, что при выбранных параметрах дивертора, скорости откачки и размерах пеллет, далеких от технических и физических ограничений, может быть достигнута рабочая точка, соответствующая требованиям по тепловой мощности в диверторе и производительности систем ТЦ.

Работа выполнена при поддержке НИЦ «Курчатовский институт» (приказ от 18.11.2021 № 2948). Результаты моделирования кодом SOLPS4.3 получены с использованием оборудования Центра коллективного пользования «Комплекс моделирования и обработки данных исследовательских установок мега-класса» НИЦ «Курчатовский институт» (<http://ckp.nrcki.ru>).

Список литературы

1. Kuteev B. V., Goncharov P. R., Fusion-fission hybrid systems: yesterday, today, and tomorrow // Fusion Sci. Technol. 2020 [Electronic resource]. – <https://doi.org/10.1080/15361055.2020.1817701>.
2. Kuteev B.V., Goncharov P. R., Sergeev V. Y., Khripunov V.I. Intense fusion neutron sources // Plasma Phys. Reports. 2010. Vol. 36 (4). P. 281–317 [doi: 10.1134/S1063780X1004001X].

3. Kuteev B. V., Azizov E. A., Alexeev P. N., Ignatiev V. V., Subbotin S. A., Tsibulskiy V. F. Development of DEMO-FNS tokamak for fusion and hybrid technologies // Nucl. Fusion. 2015. Vol. 55. P. 073035 [Electronic resource]. – <https://doi.org/10.21517/0202-3822-2017-41-1-5-17>.
4. Stacey W. M., Stewart C. L., Floyd J. P., Moore A. P., Bopp A. T., Hill M. D., Tandon S., Erickson A. S. Resolution of fission and fusion technology integration issues: an upgraded design concept for the subcritical advanced burner reactor // Nucl. Technol. 2014. Vol. 187. P. 15–43 [Electronic resource]. – <https://doi.org/10.13182/NT13-96>.
5. Floyd J. P., Jones S. M., Kato M. et al. Tokamak fusion neutron source for a fast transmutation reactor // Fusion Sci. Technol. 2007. Vol. 52. P. 727–730 [Electronic resource]. – <https://doi.org/10.13182/FST07-1>.
6. Kuteev B. V. et al. Steady-state operation in compact tokamaks with copper coils // Nucl. Fusion. 2011. Vol. 51(7) [Electronic resource]. – <https://doi.org/10.1088/0029-5515/51/7/073013>.
7. Kuteev B. V. et al. Conceptual design requirements and solutions for MW-range fusion neutron source FNS-ST // 25th IAEA Fusion Energy Conf. (FEC-2014) [Electronic resource]. – <https://www.researchgate.net/publication/266479836>.
8. Kuteev B. V. et al. Status of DEMO-FNS development // Nucl. Fusion. 2017. Vol. 57. P. 076039 [Electronic resource]. – <https://doi.org/10.1088/1741-4326/a66dcb>.
9. Shpanskiy Y. S. et al. Progress in the design of the DEMO-FNS hybrid facility // Nucl. Fusion. 2019. Vol. 59. P. 076014 [Electronic resource]. – <https://doi.org/10.1088/1741-4326/ab14a8>.
10. Ananyev S. S., Spitsyn A. V., Kuteev B. V. Concept of DT fuel cycle for a fusion neutron source DEMO-FNS // Fusion Eng. Des. 2016. Vol. 109–111. P. 57–60 [Electronic resource]. – <https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2016.03.053>.
11. 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-TIN // Probl. At. Sci. Technol. Ser. Thermonucl. Fusion. 2018. Vol. 41(1). P. 5–17 [Electronic resource]. – <https://doi.org/10.21517/0202-3822-2018-41-1-5-17>.
12. Ananyev S. S., Spitsyn A. V., Kuteev B. V. 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. Des. 2019. Vol. 138. P. 289–293 [Electronic resource]. – <https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2018.12.003>.
13. Bonnett I. et al. Progress on the ITER tritium plant // 12th Int. Conf. Tritium Science & Technology (Tritium-2019) [Electronic resource]. – <https://www.ans.org/meetings/view-296>.

14. Wang H., Peng S., Wang X. R&D progresses of D-T fuel cycling for CFETR // 12th Int. Conf. Tritium Science & Technology (Tritium-2019) [Electronic resource]. – <https://www.ans.org/meetings/view-296>.
15. 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 [Electronic resource]. – <https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2019.01.028>.
16. 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 [Electronic resource]. – <https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2020.111562>.
17. 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. P. 503–512 [Electronic resource]. – <https://doi.org/10.1080/15361055.2020.1718855>.
18. Ананьев С. С., Днестровский А. Ю. Моделирование топливных потоков в системах инжекции гибридной установки ДЕМО-ТИН с учетом согласованного моделирования основной и диверторной плазмы // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Термоядерный синтез. 2019. Т. 42. Вып. 2 [Электронный ресурс]. – <https://doi.org/10.21517/0202-3822-2019-42-2-5-21>.
19. Keilhacker M. et al. High fusion performance from deuterium-tritium plasmas in JET // Nucl. Fusion. 1999. Vol. 39(2). P. 209–234 [Electronic resource]. – <https://doi.org/10.1088/0029-5515/39/2/306>.
20. Abdou M., Morley N. B., Smolentsev S. et al. Blanket/first wall challenges and required R&D on the pathway to DEMO // Fusion Eng. Des. 2015. Vol. 100. P. 2–43 [Electronic resource]. – <https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2015.07.021>.
21. Bell M. G. The tokamak fusion test reactor // Magnetic Fusion Energy: From Experiments to Power Plants. – Woodhead Publishing, 2016. P. 119–166 [Electronic resource]. – <https://doi.org/10.1016/B978-0-08-100315-2.00006-4>.
22. Peng S. Progress of tritium science and technology for fusion energy in China // 12th Int. Conf. on Tritium Science & Technology (Tritium 2019) [Electronic resource]. – <https://www.ans.org/meetings/view-296>.
23. Abdou M. A., Vold E. L., Gung C. Y., Youssef M. Z., Shin K. Deuterium-tritium fuel self-sufficiency in fusion reactors // Fusion Technol. 1986. Vol. 9. P. 250–285 [Electronic resource]. – <https://doi.org/10.13182/FST86-A24715>.
24. Ni M., Song Y., Jin M., Jiang J., Huang Q. Design and analysis on tritium system of multi-functional experimental fusion–fission hybrid reactor (FDS-MFX) // Fusion Eng. Des. 2012. Vol. 87. P. 1004–1008 [Electronic resource]. – <https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2012.02.073>.

25. Pace L. Di, Rizzello C., Natalizio A., Kalyanam K., Matsugu R., Caporali R., Analysis of the SEAFP reactor fuel cycle // *J. Fusion Energy*. 1997. Vol. 16(1–2). P. 55–65 [Electronic resource]. – <https://doi.org/10.1023/A:1022560928849>.
26. Kuan W., Abdou M. A., Willms R. S. Time-dependent tritium inventories and flow rates in fuel cycle components of a tokamak fusion reactor // *Fusion Eng. Des.* 1995. Vol. 28(C). P. 329–335 [Electronic resource]. – <https://www.fusion.ucla.edu/abdou/abdou%20publications/1995/kuan-time%20dependent%20tritium.pdf>.
27. 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 [Electronic resource]. – <https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2020.111940>.
28. Valentin J. The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection // ICRP publication 103, April 2007 [Electronic resource]. – <https://doi.org/10.1016/j.icrp.2007.10.003>.
29. Norms of Radiation Safety. Sanitary Rules and Regulations (NRB-99/2009), 2010.
30. Gentile C. A. et al. The operation of the TFTR tritium system // 17th IEEE/NPSS Symp. *Fusion Eng.* 1997. Vol. 2. P. 283–285 [Electronic resource]. – <https://doi.org/10.1109/FUSION.1997.687038>.
31. 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 [Electronic resource]. – [https://doi.org/10.1016/S0920-3796\(99\)00082-4](https://doi.org/10.1016/S0920-3796(99)00082-4).
32. Butler B. et al. Latest design developments for the fuel cycle and tritium plant for the European DEMO fusion reactor // 12th Int. Conf. on Tritium Science & Technology (Tritium-2019) [Electronic resource]. – <https://www.ans.org/meetings/view-296>.
33. Reux C. et al. DEMO design using the SYCOMORE system code: influence of technological constraints on the reactor performances // *Fusion Eng. Des.* 2018. Vol. 136. P. 1572–1576 [Electronic resource]. – <https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2018.05.059>.
34. Busigin A., Gierszewski P., CFTSIM-ITER dynamic fuel cycle model // *Fusion Eng. Des.* 1998. Vol. 39–40. P. 909–914 [Electronic resource]. – [https://doi.org/10.1016/S0920-3796\(98\)00222-1](https://doi.org/10.1016/S0920-3796(98)00222-1).
35. Ni M. et al. Development of tritium analysis system TAS 1.0 // *Chin. J. Nucl. Sci. Eng.* 2009. Vol. 29. P. 355–361 [Electronic resource]. – <https://inis.iaea.org/search/searchsinglerecord.aspx?recordsFor=Single Record & RN = 41120452>.
36. Ovcharov A. et al. Rigorous dynamic simulation of cryogenic distillation of hydrogen isotopologues in the fuel cycle of a thermonuclear reactor based on UV flash // *Fusion Sci. Technol.* 2020. Vol. 76 [Electronic resource]. – <https://doi.org/10.1080/15361055.2019.1689891>
37. Ugorri F. R. et al. Tritium transport modeling at system level for the EUROfusion dual coolant lithium-lead breeding blanket // *Nucl. Fusion* 2017. Vol. 57. P. 116045 [Electronic resource]. – <https://doi.org/10.1088/1741-4326/aa7f9d>.

38. Программное обеспечение AspenPlus [Электронный ресурс]. – <https://www.aspentech.com>.
39. Jaehyun N., Fulgueras A. M., Sebastian L. J., Lee H. G., Kim D. S. Estimation of thermodynamic properties of hydrogen isotopes and 2 modeling of hydrogen isotope systems using Aspen Plus simulator // J. of Industrial and Engin. Chem. 2016. Vol. 46 [Electronic resource]. – <https://doi.org/10.1016/j.jiec.2016.07.053>.
40. Day C., Butler B., Giegerich T., Lang P. T., Lawless R., Meszaros B. Consequences of the technology survey and gap analysis on the EU DEMO R&D programme in tritium, matter injection and vacuum // Fusion Eng. Des. 2016. Vol. 299. P. 109–111 [Electronic resource]. – <https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2016.03.008>.
41. Merrill B. J., Jones J. L., Holland D. F. TMAP/Mod1: tritium migration analysis program code description and user's manual EG and G Idaho Inc. Idaho Falls, USA, 1986.
42. Longhurst G. R. TMAP7 user manual Idaho National Laboratory (INL), 2008.
43. Longhurst G. R., Ambrosek J. Verification and validation of the tritium transport code TMAP7 // Fusion Sci. Technol. 2005. Vol. 48. P. 468–71 [Electronic resource]. – <https://doi.org/10.13182/FST05-A967>.
44. Franza F. et al. A model for tritium transport in fusion reactor components: the FUS-TPC code // Fusion Eng. Des. 2011. Vol. 87. P. 299–302 [Electronic resource]. – <https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2012.01.002>.
45. Ананьев С. С., Демидов Д. Н., Суслин С. В. Транспорт водорода и его накопление в вакансиях в процессе повреждающего нейтронного облучения в ОЦК-металлах Fe и W // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Термоядерный синтез. 2020. Т. 43. Вып. 2 [Электронный ресурс]. – <https://doi.org/10.21517/0202-3822-2020-43-2-13-24>.
46. 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. Сер. Термоядерный синтез. 2022. Т. 45. Вып. 1 (в печати).
47. Shimada M. et al. First result of deuterium retention in neutron-irradiated tungsten exposed to high flux plasma in TPE // J. Nucl. Mater. 2011. Vol. 415. P. 667–671 [Electronic resource]. – <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2010.11.050>.
48. Zhang S.-Y., Jin Sh., Zou D.-R., Cheng L., Shu X.-L., Hou Q., Hong L. The effect of inert gas pre-irradiation on the retention of deuterium in tungsten: a TMAP investigation combined with first-principles method // Fusion Eng. Des. 2017. Vol. 121. P. 342–347 [Electronic resource]. – <https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2017.04.120>.
49. Franza F., Boccaccini L. V., Ciampichetti A., Zucchetti M. Tritium transport analysis in HCPB DEMO blanket with the FUS-TPC code // Fusion Eng. Des. 2013. Vol. 88. P. 2444–2447 [Electronic resource]. – <https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2013.05.045>.

50. Merrill B. J., Sawan M. E., Wong C., Nygren R. E., Cadwallader L. C., Malang S., Sxe D.-K. Safety assessment of two advanced ferritic steel molten salt blanket design concepts // *Fusion Eng. Des.* 2004. Vol. 72. P. 277–306 [Electronic resource]. – <https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2004.07.010>.
51. Aiello A., Ciampichetti A., Benamati G. An overview on tritium permeation barrier development for WCLL blanket concept // *J. Nucl. Mater.* 2004. Vol. 329–333. P. 1398–1402 [Electronic resource]. – <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2004.04.205>.
52. Song Y., Huang Q., Ni M. Analysis on tritium controlling of the dual-cooled lithium lead blanket for fusion power reactor FDS-II // *Fusion Eng. Des.* 2009. Vol. 84. P. 1779–1783 [Electronic resource]. – <https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2009.01.001>.
53. Ananyev S. S., Dnestrovskij A. Yu., 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* 2020. Vol. 43. P. 96–109 [Electronic resource]. – <https://doi.org/10.21517/0202-3822-2021-44-2-65-77>.
54. Kukushkin A. S., Pacher H. D., Kotov V., Pacher G. W., Reiter D. Finalizing the ITER divertor design: the key role of SOLPS modeling // *Fusion Eng. Des.* 2011. Vol. 86. P. 2865–2873 [Electronic resource]. – <https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2011.06.009>.
55. Dnestrovskiy A. Yu., Kukushkin A. S., Kuteev B. V., Sergeev V. Y. // *Nucl. Fusion* 2019. Vol. 59. P. 096053 [Electronic resource]. – <https://doi.org/10.1088/1741-4326/ab3075>.
56. Pereverzev G. V., Yushmanov P. N. Report ID 282186, Max-Planck-Institut fuer Plasmaphysik, 2002.
57. Pacher H. D., Kukushkin A. S., Pacher G. W., Kotov V., Pitts R. A., Reiter D. Impurity seeding in ITER DT plasmas in a carbon-free environment // *J. Nucl. Mater.* 2015. Vol. 463. P. 591 [Electronic resource]. – <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2014.11.104>.
58. Pacher H. D., Kukushkin A. S., Pacher G. W., Janeschitz G. Scaling of ITER divertor parameters – interpolation from 2D modelling and extrapolation // *J. Nucl. Mater.* 2003. Vol. 313–316. P. 657–663 [Electronic resource]. – [https://doi.org/10.1016/S0022-3115\(02\)01374-0](https://doi.org/10.1016/S0022-3115(02)01374-0).
59. Schneider P. A. et al. Overview of the isotope effects in the ASDEX Upgrade tokamak // *Plasma Phys. Control. Fusion* 2021. Vol. 63. P. 064006 [Electronic resource]. – <https://doi.org/10.1088/1361-6587/abf540>.
60. Ananyev S. S., Dnestrovskij A. Yu., Kukushkin A. S. // XLVIII Int. Zvenigorod conf. on Plasma Physics and Controlled Fusion (Zvenigorod, Russia, March 2020) [Electronic resource]. – <https://doi.org/10.34854/ICPAF.2021.48.1.018>.

61. 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. P. 634–640 [Electronic resource]. – <https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2012.01.039>.
62. 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. P. 497–500 [Electronic resource]. – <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2010.08.050>.
63. Ананьев С. С., Спицын А. В. Расчетный код FC-FNS для моделирования распределения изотопов водорода в системах топливного цикла термоядерного реактора // *Вопросы атомной науки и техники. Сер. Термоядерный синтез.* 2017. Т. 40. Вып. 1 [Электронный ресурс]. – <https://doi.org/10.21517/0202-3822-2017-40-1-68-82>.