

УДК 621.039.633

## РАСЧЁТНЫЙ КОД FC-FNS ДЛЯ МОДЕЛИРОВАНИЯ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ИЗОТОПОВ ВОДОРОДА В СИСТЕМАХ ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА ТЕРМОЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

С.С. Ананьев, А.В. Спицын

НИЦ «Курчатовский институт», Москва, Россия

Для оценки распределения трития и дейтерия в системах термоядерного реактора и «трیتیевого завода» необходимо осуществлять моделирование поведения этих изотопов во всех элементах этих систем с учётом режима их работы. Такие расчёты в настоящее время проводятся с использованием кода FC-FNS, созданного авторами. Код позволяет осуществлять расчёт потоков изотопов водорода в системах токамака и запасов трития в каждой системе. При расчёте учитываются потери трития в результате термоядерной реакции в плазме и  $\beta$ -распада трития. Учитывается наработка трития в гибридном бланкете. В статье с использованием кода рассмотрены две альтернативные схемы обеспечения газом инжекторов быстрых атомов: с использованием смеси дейтерия и трития в равных долях и дейтерия без примеси трития, что подразумевает использования отдельной замкнутой системы обеспечения оборота и очистки газа для инжектора. Приведены расчёты, выполненные для проекта термоядерного источника нейтронов ДЕМО-ТИН.

**Ключевые слова:** компьютерное моделирование, расчётный код, изотопы водорода, тритий, токамак, гибридный реактор, топливный цикл, термоядерный источник нейтронов, ТИН.

## FC-FNS CALCULATION CODE FOR HYDROGEN ISOTOPES DISTRIBUTION MODELING IN FUSION REACTOR FUEL CYCLE SYSTEMS

S.S. Ananyev, A.V. Spitsyn

NRC «Kurchatov Institute», Moscow, Russia

To assess the distribution of tritium and deuterium in thermonuclear reactor and «tritium plant» systems, it is necessary to carry out a dynamic simulation of these fuel isotopes behavior in all the system elements, taking into account tokamak operation modes. Nowadays, such calculations are performed basing on the FC-FNS code. The code allows the calculating hydrogen isotope flows and stocks in tokamak fusion systems. The code takes into account the mechanisms of the isotopes loss due to thermonuclear burnup and  $\beta$ -decay of tritium in all systems. Moreover, the code allows modeling the tritium reproduction processes in the hybrid blanket. Two alternative scenarios for feeding gas to neutral injectors are studied as an example of the code implementation: one with deuterium and tritium in equal shares, and another with deuterium only, as a closed loop deuterium cycle (without tritium). The calculations are given for fusion neutron source DEMO-FNS facility.

**Key words:** computer modeling code, calculation code, hydrogen isotope, tritium, tokamak, fusion reactor fuel cycle, fusion neutron source, FNS.

DOI: 10.21517/0202-3822-2017-40-1-68-82

### ВВЕДЕНИЕ

В рамках развития концепции отечественной атомной энергетики НИЦ «Курчатовский институт» разработал и предложил программу создания гибридных реакторов, сочетающих ядерные и термоядерные технологии. Основой гибридного реактора является термоядерный источник нейтронов (ТИН) на основе токамака [1]. Основное отличие ТИН от демонстрационного термоядерного реактора ДЕМО заключается в том, что для ТИН нет необходимости достижения условия зажигания термоядерной плазмы, а достаточно получить нейтронный выход, сопоставимый с вкладываемой мощностью дополнительного нагрева. В отличие от чистого термоядерного реактора без делящихся материалов необходимая мощность термоядерной реакции может быть до 100 раз меньше в связи с тем, что основное энерговыделение происходит в подкритическом бланкете за счёт реакций деления, что существенно снижает требования к параметрам плазмы, конструкционным и функциональным материалам токамака. ТИН является ключевой системой гибридного реактора и должен обеспечивать стационарный поток термоядерных нейтронов мощностью 10—50 МВт, что близко к достигнутым импульсным значениям существующих установок JET и JT-60U [2, 3].

Система топливного цикла (ТЦ) является исключительно важной для ТИН и должна обеспечивать безопасный оборот и хранение дейтерия и трития, а также переработку топливной смеси во всех системах термоядерного реактора. Эти технологии должны быть значительно развиты, потому что технические решения, выбранные в проекте международного термоядерного экспериментального реактора ИТЭР могут быть ис-

пользованы в ТИН только частично из-за значительных отличий проектов: стационарного режима работы ТИН и высоких значений нейтронных потоков. Проект ДЕМО-ТИН [1], разработанный для демонстрации стационарных и гибридных технологий, должен функционировать не менее 5000 ч в год. Из-за значительных нейтронных потоков реактор ДЕМО-ТИН требует дистанционного обслуживания установки.

Для оценки распределения трития в системах термоядерного реактора и «тритиевого завода» необходимо осуществлять моделирование поведения трития во всех элементах этих систем с учётом режима их работы. Как уже отмечалось ранее [5], несмотря на наличие компьютерных кодов для расчётов проектов ИТЭР и ДЕМО, они в своём большинстве рассчитаны на импульсные режимы работы установок, что не всегда удобно для моделирования процессов стационарно работающей установки. Также они оптимизированы применительно к конкретным схемам и особенностям проектов. В дополнение к этому, не все коды доступны для отечественных разработчиков. Для решения задач моделирования накопления трития в системах стационарной термоядерной установки был создан и используется код TC-FNS.

### ОПИСАНИЕ ПРОГРАММЫ РАСЧЁТА

Расчётный код TC-FNS (Tritium Cycle of Fusion Neutron Source) [5—7], учитывающий потоки только одного изотопа — трития, был доработан и получил название FC-FNS (Fuel Cycle of Fusion Neutron Source). Код был разработан для оценки распределения трития в системах гибридного реактора и «тритиевого завода» и в текущей версии позволяет осуществлять расчёт потоков изотопов водорода в системах токамака и их запасы (что наиболее важно для трития) в каждой системе. Учитываются потери трития в результате термоядерной реакции в плазме и  $\beta$ -распада трития. Учитывается наработка трития в гибридном blankets. Рассматриваются две альтернативные схемы обеспечения газом инжекторов нейтральных атомов: с использованием смеси дейтерия и трития в равных долях и дейтерия без примеси трития, что подразумевает использование отдельной газовой системы. В связи с тем, что доли трития, дейтерия и протия в топливной смеси находятся в известных пределах, в коде рассчитывается распределение все трёх изотопов в каждом элементе ТЦ.

Входными параметрами для кода являются геометрические и физические параметры токамака и подсистем: геометрические размеры вакуумной камеры, время удержания частиц в плазме, плотность плазмы, термоядерная мощность, энергия и мощность пучков нейтральных атомов, количество инжекторов, режимы эксплуатации крионасосов откачки вакуумной камеры и инжекторов, длительность циклов очистки топлива и эффективности ввода топливной смеси в термоядерную плазму. В расчётный код заложены режимы работы систем ТЦ для расчёта накопления изотопов водорода в элементах этих систем. Входные параметры, которые используются при вычислении потоков и накопления трития (и других изотопов водорода) в системах ТЦ, а также их численные значения для установки ДЕМО-ТИН (код реализован в пакете Microsoft Excel):

Нейтронный поток (мощность), МВт . . .	0,2
Флюэнс нейтронов, 1/с . . .	$2 \cdot 10^{19}$
Объём вакуумной камеры, м <sup>3</sup> . . .	103
Площадь стенок вакуумной камеры $S$ , м <sup>2</sup> . . .	162
Плотность плазмы $n$ , м <sup>-3</sup> . . .	$1 \cdot 10^{20}$
Термоядерная мощность $P_T$ , МВт . . .	30
Время удержания частиц $\tau_e$ , мс . . .	1000
Количество пеллет-инжекторов, шт. . . .	4
Частота работы инжектора, Гц . . .	3
Плотность льда DT, г/см <sup>3</sup> . . .	0,2
Количество инжекторов нейтральных частиц, шт. . . .	6
Мощность NBI $P_{NBI}$ , МВт . . .	30
Энергия нейтральной инжекции $E_{NBI}$ , кэВ . . .	500
Процент содержания в откачиваемой газовой смеси молекул, содержащих тритий в химически связанном состоянии, % . . .	2
Доля протия в плазме (в стационаре), % . . .	< 0,5
Длительность работы установки без воспроизводства трития (тритий должен храниться в геттере), сут . . .	20
Эффективность системы нейтральной инжекции $k(NBI)$ , % . . .	90
Эффективность системы пеллет-инжекции $k(pellet)$ , % . . .	50
Эффективность системы газовых клапанов $k(puff)$ , % . . .	5
Длительность цикла разделения изотопов водорода, ч . . .	8
Длительность цикла разложения химических соединений водорода, ч . . .	12
Длительность цикла переработки сверхтяжеловодных отходов, ч . . .	12

Структурная схема кода показана на рис. 1, на рис. 2 — структурная схема рассматриваемого топливного цикла.

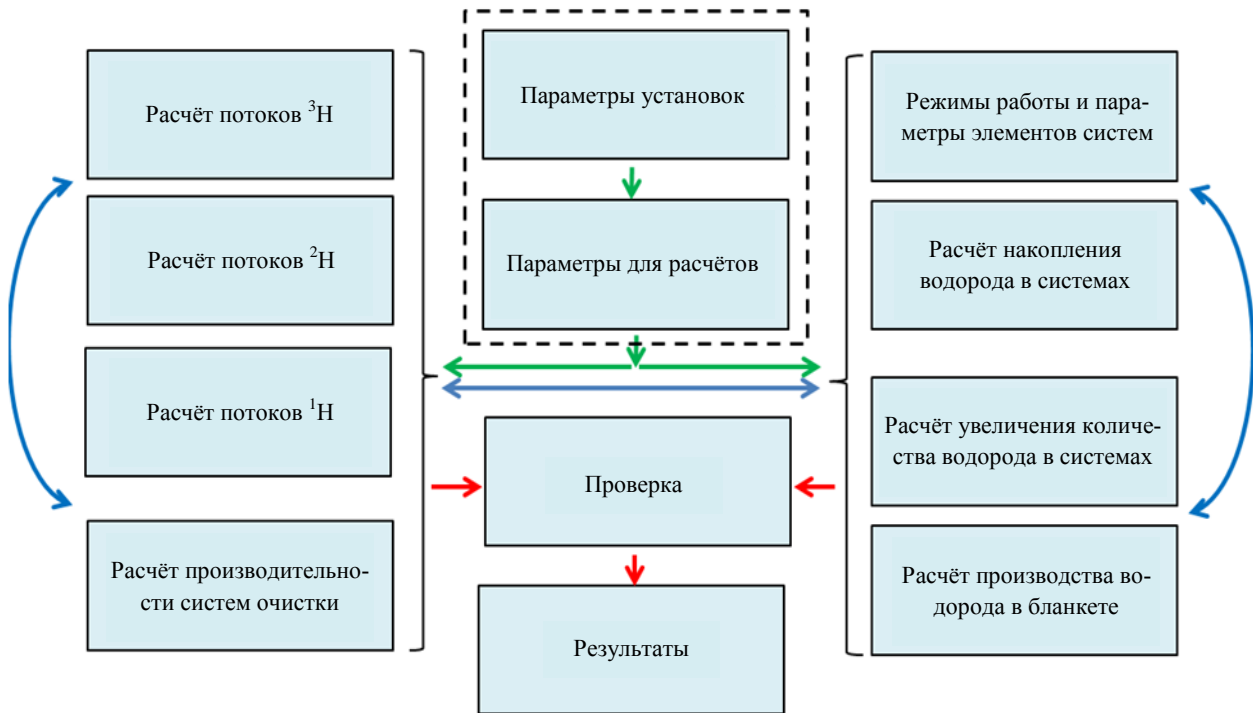


Рис. 1. Структурная схема кода FC-FNS

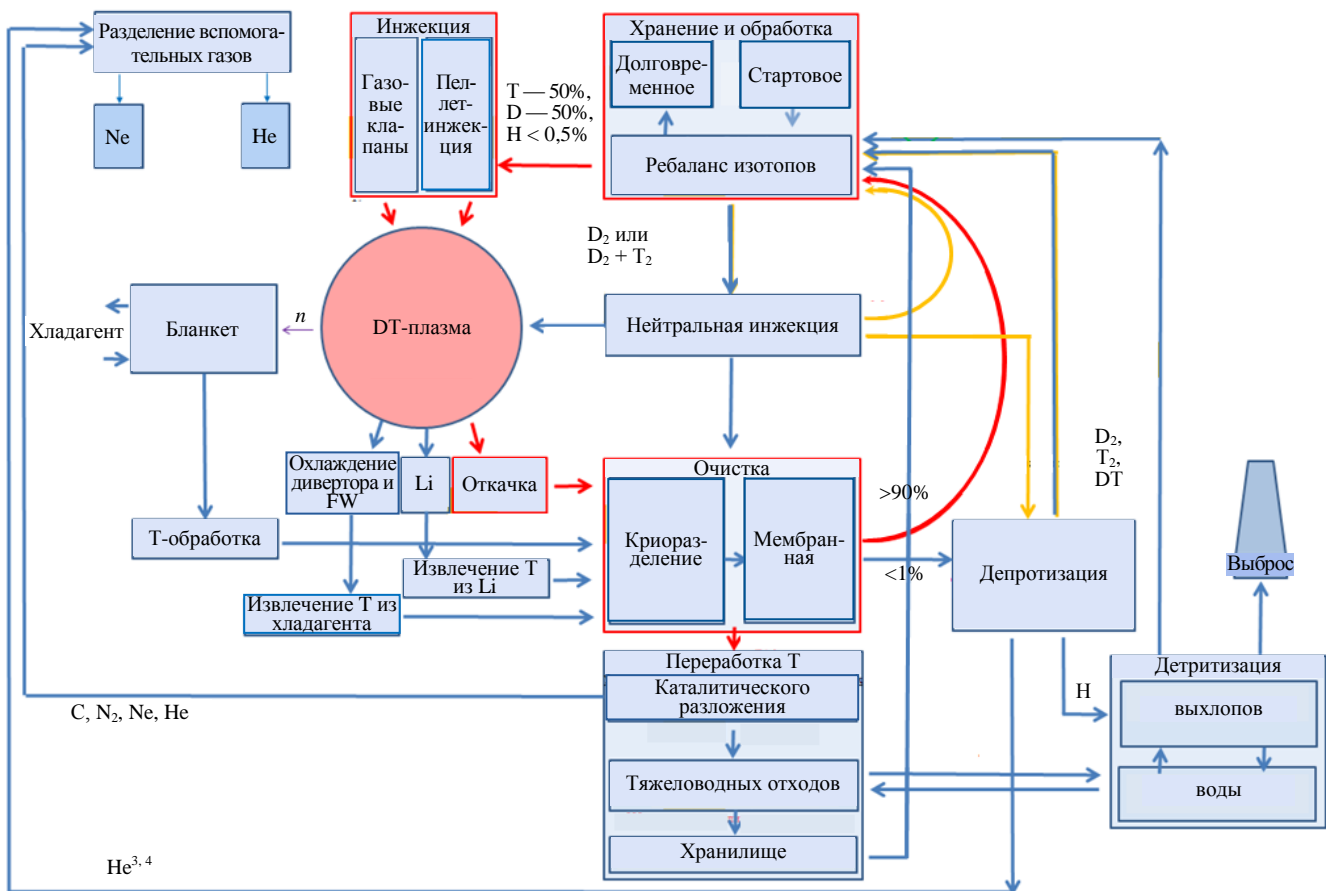


Рис. 2. Структурная схема систем, рассматриваемых в коде FC-FNS

Принципиальным требованием для термоядерной системы является её самообеспечение тритием [8]. В связи с физико-химическими особенностями трития, в том числе радиоактивностью и малым периодом полураспада, он отсутствует в природе и должен искусственно нарабатываться, причём его коммерческая стоимость чрезвычайно высока. Для воспроизводства трития в ДЕМО-ТИН предусмотрен бланкет-наработчик, в котором присутствуют соединения лития, участвующие в реакциях с образованием трития под действием нейтронного облучения. В базовой концепции в качестве литийсодержащего соединения для производства трития рассматривается применение керамики  $\text{Li}_4\text{SiO}_4$ . Выведение трития из бланкета осуществляется в помощью газа-носителя (гелия) с последующим выделением трития на мембранном фильтре. Накопление трития во времени в бланкете и других системах ТЦ оценивается при решении исправленной системы дифференциальных уравнений [9].

Главной задачей, решаемой с помощью кода, является расчёт потоков и содержания изотопов водорода в каждой конкретной системе топливного цикла. Расчёт потоков решается отдельно для каждого из изотопов. В основе расчётов лежат физические механизмы выгорания, выноса частиц из плазмы и «пополнения» за счёт инжекции нейтральных пучков, пеллет-инжекции и газонапуска. Учитывается эффективность каждого из способов поддержания баланса, поскольку не все вводимые в камеру ТИН частицы попадают в плазму и часть вещества откачивается ещё до того, как ионизируется. Для всех систем строятся уравнения баланса, учитывающие вход/выход и режим работы системы или её элементов. Одновременно оцениваются количество частиц, потоки газовой смеси и масса рабочего вещества (из состава топливной смеси).

Важно отметить, что в процессе работы токамака количество частиц в вакуумной камере будет значительно меняться в связи с поддержанием режимов работы путём инжекции дейтерия и трития. В связи с отсутствием сценариев работы и пониманием того, как будут меняться потоки, в программе все расчёты производятся в предположении, что в стационарном состоянии поток топлива через вакуумную камеру будет определён только потребностями плазмы. Тем не менее во входных параметрах заложена возможность варьировать этот параметр.

Расчёты для дейтерия аналогичны расчётам для трития (так как соотношение содержания в топливной смеси дейтерия и трития равно 1:1, то молярное количество дейтерия не отличается от такового для трития в камере, но отличается в остальных системах) с разницей, связанной с отсутствием у дейтерия радиоактивных свойств.

Исходя из задаваемой в начальных параметрах предельной доли трития в топливной смеси, производятся расчёты для трития. Существенным отличием от расчёта для тяжёлых изотопов является то, что в процессе циркуляции топливной смеси она частично проходит депротизацию с целью поддержания доли трития в установленных рамках, поскольку превышение его содержания может привести к снижению нейтронного выхода.

Расчёты количества трития и других изотопов, накапливаемых в процессе работы в системах ТЦ, производятся исходя из вычисленных ранее потоков частиц соответствующих изотопов через различные системы с учётом структуры и циклов работы этих систем. Рассматриваются системы криоконденсационной откачки камеры токамака, криогенной и мембранной очистки отработанного топлива, каталитического разложения и переработки сверхтяжеловодных отходов, депротизации, хранения и обработки изотопов водорода, пеллет-инжекции и инжекции нейтральных пучков, а также содержание топлива в магистралях и ресиверах. Расчёты проводятся исходя из периодичности работы той или иной системы (например, время рабочего режима и регенерации крионасосов) и числа рабочих элементов. Так, системы криогенного и мембранного разделения изотопов будут включать несколько модулей, работающих последовательно, загрузка систем каталитического разложения и переработки сверхтяжеловодных отходов будет происходить периодически по мере накопления газовой смеси между загрузками в буферный ресивер, система разделения изотопов/депротизации содержит несколько ректификационных или хроматографических колонн в случае использования дейтерия в качестве рабочего газа для системы нейтральной инжекции [5, 7].

Полученные данные сводятся в виде таблиц и графиков, а также выводятся на схеме ТЦ в виде значений потоков газовой смеси через соответствующие подсистемы (рис. 2).

## РАСЧЁТЫ ДЛЯ ТЕРМОЯДЕРНОГО ИСТОЧНИКА НЕЙТРОНОВ ДЕМО-ТИН

Для дополнительного нагрева плазмы в токамаке, а также генерации неиндукционного тока в плазменном шнуре в ТИН предполагается использование шести инжекторов нейтральных частиц энергией 500 кэВ и мощностью каждого инжектора 7,5 МВт. При вдвое меньшей мощности источника и энергии ионов такие инжекторы имеют ток отрицательных ионов на выходе из ускорителя 40 А и, следовательно, практически полностью идентичны инжекторам для проекта ИТЭР. Стоит отметить, что в проекте ИТЭР предусмотрены два нагревных инжектора (рис. 3). В связи с этим рассматривается возможность использования инжекторов ИТЭР для применения их в ТИН с соответствующими конструктивными изменениями.

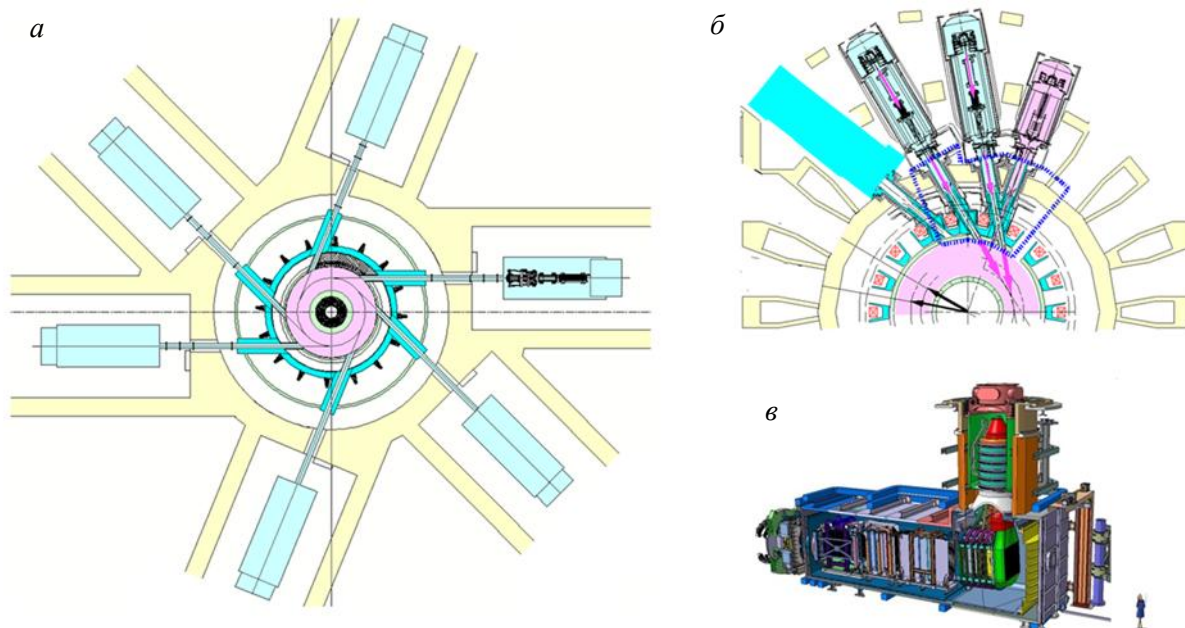


Рис. 3. Схема размещения нагревных инжекторов в ТИН (а) и ИТЭР (б). Вид сверху. Корпуса инжекторов обозначены голубыми прямоугольниками, содержащими генерацию и ускорение ионов, нейтрализацию и перехват заряженных частиц в пучке. Инжекторы соединены с тором вакуумированными атомпроводами: в ИТЭР предусмотрен диагностический инжектор (розовый цвет) — справа от нагревных инжекторов; в — состав инжектора и его масштаб

Параметры системы нейтральной инжекции ТИН и ИТЭР:

	ТИН	ИТЭР
Количество инжекторов . . .	6	2
Рабочий газ . . .	95% D <sub>2</sub> + 5% T <sub>2</sub>	D <sub>2</sub>
Рабочее давление в источнике ионов, Ра . . .	0,3	0,3
Энергия ионов и атомов, кэВ . . .	500	1000
Ток отрицательных ионов на выходе из ускорителя, А . . .	40	40
Соотношение тока отрицательных ионов и электронов на выходе из ускорителя . . .	~1:1,5	~1:1
Эффективность преобразования отрицательных ионов в атомы, % . . .	60	60
Мощность одного пучка, инжектированная в плазму, МВт . . .	7,5	16,7
Суммарная мощность инжекции, МВт . . .	30	~33
Выходное окно атомпровода в токамак, м <sup>2</sup> . . .	~0,5·1	0,54·1,07
Расстояние от источника ионов до плазмы, м . . .	~22	23,5
Расходимость ядра пучка, мрад . . .	7	5
Неточность угловой настройки пучка по горизонтали, мрад . . .	2	2
Потери атомарного пучка на реионизацию, % . . .	≤10	1

Учитывая, что система нейтральной инжекции является одним из основных потребителей топливной смеси, был рассмотрен вариант создания дополнительной системы обеспечения газом инжекторов нейтральных атомов. В этом случае возможно минимизировать содержание трития в газовой смеси инжекторов нейтральных атомов и снизить нагрузку на некоторые системы топливного цикла, так как газ, проходящий через инжектор нейтральных атомов, в меньшей степени загрязняется, чем газ, проходящий через вакуумную камеру токамака, и не происходит образования продуктов термоядерных реакций. Отметим, что в случае использования топливной смеси D:T = 1:1 инжекторы обеспечивают не более 5%

потребности плазмы в топливной смеси [7]. В табл. 1 показано, что предлагаемый вариант несущественно снизит нейтронный выход источника.

Т а б л и ц а 1. Влияние нейтронного выхода для различных вариантов газовой смеси для системы пучок—мишень для параметров ДЕМО-ТИН

Параметр	Вариант 1 (ИТЭР)	Вариант 2 (ТИН-СТ)	Вариант 3 (ДЕМО-ТИН)
Мишень	90%Т + 10%D	50%Т + 50%D	50%Т + 50%D
Пучок	100%D	50%Т + 50%D	100%D
Синтез на пучке, МВт	31,5	18	16
Термоядерный синтез, МВт	12,5	38	38
Сумма, МВт	44,0	56	54

Принципиальным отличием второго варианта является то, что газовая смесь, подаваемая в инжекторы и нейтрализаторы, при откачке будет направляться обратно, минуя системы очистки. Тем не менее поток частиц трития, проникающих из вакуумной камеры токамака по атомпроводам инжекторов, со временем приведёт к росту доли трития в газовой смеси. С целью поддержания доли трития на приемлемом уровне часть топливной смеси (аналогично основному ТЦ) должна проходить через систему разделения изотопов для детритизации.

Конструкция инжекторов подразумевает дифференциальную откачку объёмов источника ионов, нейтрализатора, приёмника отвальных ионов (ПОИ), калориметра и атомпроводов путём расположения перегородок-мембран. Благодаря этому поток газа, выходящего из объёма нейтрализатора, где потоки газовой смеси максимальны для создания эффективной газовой мишени для нейтрализации потока атомов, в область ПОИ, калориметра и атомпроводов, минимален. Поэтому поток частиц трития, поступающих из вакуумной камеры токамака, будет преимущественно откачиваться в объёме калориметра и ПОИ и направляться в основной ТЦ, что существенно снизит требования к производительности системы детритизации для инжекторов нейтральных частиц. Тем не менее расчёты показывают, что потоки газа в систему детритизации оказываются весьма существенными, что следует учитывать при оценке экономической целесообразности выбора той или иной схемы ТЦ нейтральной инжекции.

В коде FC-FNS реализован параллельный расчёт для двух вариантов топливного цикла системы нейтральной инжекции. В случае, когда все системы ТЦ используют топливную смесь одинаковой концентрации с равными долями D и T, возможно производить неполное разделение D/T-смеси [5].

## РАСЧЁТ ПОТОКОВ И НАКОПЛЕНИЯ ИЗОТОПОВ ВОДОРОДА В СИСТЕМАХ ТЦ

В табл. 2 приводятся потоки трития в единицу времени через различные системы ТЦ для вариантов D:T = 1:1 и D:T = 1:0 питания инжекторов частиц. В случае безтритиевых инжекторов (D:T = 1:0) могут увеличиваться потоки через системы ввода топливной смеси, однако падает нагрузка на системы очистки и обработки топливной смеси.

Т а б л и ц а 2. Потоки трития в единицу времени через различные системы ТЦ для вариантов использования в качестве газовой смеси D:T = 1:1 и D:T = 1:0 для инжекторов нейтральных пучков

Системы топливного цикла	D:T = 1:0, м <sup>3</sup> ·Па/с	D:T = 1:1, м <sup>3</sup> ·Па/с
Система нейтральной инжекции	0,8	50,0
Система пеллет-инъекции	10,2	10,2
Система газовых клапанов	5,1	0
Камера ТИН (включает плазму)	15,3	11,0
Система откачки дивертора	15,2	10,8
Система мембранной очистки	15,3	60,2
Система каталитического разложения	0,3	1,2
Система переработки сверхтяжеловодных отходов	0,3	1,2
Система разделения изотопов	0,02	0,03
Система обработки топливной смеси	16,1	60,2

В табл. 3 приведено накопление трития в системах ТЦ при различных вариантах используемой в инжекторах нейтральных частиц газовой смеси. Видно, что в случае безтритиевых инжекторов нейтральных атомов суммарное количество трития в системах топливного цикла уменьшается в 1,5 раза. Это уменьшение связано с существенным сокращением количества трития в источниках ионов и нейтрализаторах системы нейтральной инжекции и, следовательно, трития в системе очистки.

Т а б л и ц а 3. **Накопление трития в системах ТЦ для вариантов использования в качестве газовой смеси D:T = 1:1 и D:T = 1:0 для инжекторов нейтральных пучков**

Системы топливного цикла	D:T = 1:0, м <sup>3</sup> .Па/с	D:T = 1:1, м <sup>3</sup> .Па/с
Система инжекции нейтральных атомов	6	81
Система детритизации смеси инжекторов	5,73	—
Системы откачки	7	5
Криоловушка и система мембранного разделения газов	27	27
Система каталитического разложения	48	188
Система переработки сверхтяжеловодных отходов	—	—
Система депротизации топливной смеси	2	2
Стартовый геттерный накопитель	93	94
Магистраль, ресиверы, насосы и пр.	100	100
Вакуумная камера	17	17
Всего (количество трития во всех системах ТЦ)	301	515
Годовое уменьшение количества трития за счёт выгорания и распада трития	1700	1710
Долговременное хранилище (не учитывается в общей сумме)	1840	1830

Для большинства систем потоки и распределение дейтерия в элементах ТЦ близки к значениям для трития. В случае отсутствия трития в инжекторах нейтральных частиц значительные потоки дейтерия оказываются сконцентрированы в системе нейтральной инжекции. Количество трития более чем на два порядка меньше, чем дейтерия и трития во всех системах. Численные значения в данной статье не приводятся, однако расчёт количества трития в вакуумной камере является предметом отдельной её части.

Выгорание трития в плазме составляет 0,2—0,3%, в то время как для ИТЭР это значение ожидается в пределах 0,3—0,5% [8] от общего количества в вакуумной камере, при этом произведение коэффициента выгорания трития на коэффициент эффективности ввода топлива составит от 1 до 10% для различных систем инжекции. Ежегодно за счёт  $\beta$ -распада количество трития во всех системах ТИН уменьшается на 13 или 23 г соответственно в зависимости от варианта топливного цикла инжекторов.

### РАСЧЁТ КОЛИЧЕСТВА ПРОТИЯ В ВАКУУМНОЙ КАМЕРЕ

Как уже упоминалось, топливная смесь, удаляемая системой откачки вакуумной камеры, после очистки от примесей частично направляется в систему разделения изотопов водорода для удаления трития, остальная смесь возвращается в вакуумную камеру с помощью систем ввода топлива. В связи с этим в программе оценивается изменение концентрации трития в топливной смеси за счёт его поступления из заданных источников, на основании чего формируется рекомендация по производительности системы разделения изотопов водорода, обеспечивающей требуемый уровень концентрации трития.

Тритий изначально содержится в дейтерий-тритиевой топливной смеси, а также происходит его наработка в результате термоядерных реакций, протекающих в плазме ТИН, и десорбция из конструкционных и функциональных материалов в процессе эксплуатации установки. Другими механизмами попадания трития в топливо являются ядерные реакции нейтронов с конструкционными материалами, диффузия через стенки вакуумной камеры и трубопроводы из атмосферы и хладагентов.

В связи со сложностью описания процессов выделения изотопов водорода из конструкционных материалов в начальный период эксплуатации физической установки, а также их наработки под воздействием нейтронного потока, эти процессы нами на данном этапе работы не рассматриваются, а в качестве источников трития учитываются:

- термоядерные реакции с образованием протия;
- стационарная десорбция из конструкционных материалов.

Далее приводятся основные зависимости, на основании которых проводятся расчёты.

Считая, что первоначально камера заполнена смесью дейтерия и трития в соотношении 1:1 (начальное содержание протия пренебрежимо мало, далее будет сделана поправка на ненулевое начальное количество протия) в условиях наработки протия в результате DDp-канала реакции DD и десорбции из конструкционных материалов, а также непрерывной откачки топливной смеси из камеры, скорость изменения числа частиц в камере определяется суммарным эффектом названных механизмов. В наиболее общем виде

$$\frac{dN}{dt} = \frac{dN_{\text{синт}}}{dt} + \frac{dN_{\text{нат}}}{dt} - \frac{dN_{\text{отк}}}{dt}, \quad (1)$$

где индексы обозначают соответственно скорость синтеза (синт), натекания (нат — десорбции, газовой-деления) и откачки (отк).

Дифференцируя уравнение Менделеева—Клапейрона, получим

$$\frac{dN_{\text{отк}}}{dt} = \frac{d(pV)}{dt} \frac{1}{kT} = \left( V \frac{dp}{dt} + p \frac{dV}{dt} \right) \frac{1}{kT} = \left( V \frac{dp}{dt} + pS \right) \frac{1}{kT}.$$

Уравнение баланса частиц в камере, таким образом, будет иметь вид

$$\frac{dN}{dt} = \frac{dN_{\text{синт}}}{dt} + \frac{dN_{\text{нат}}}{dt} - \frac{1}{kT} \left( V \frac{dp}{dt} + pS \right)$$

или

$$2 \frac{V}{kT} \frac{dp}{dt} = \frac{dN_{\text{синт}}}{dt} + \frac{dN_{\text{нат}}}{dt} - \frac{pS}{kT}. \quad (2)$$

Для описания стационарного режима работы системы скорости процессов, отвечающих за увеличение (синтез и десорбция) и уменьшение (откачка) количества протия, должны быть уравновешены и неизменны во времени. Скорость синтеза протия — это количество частиц, образующихся в единицу времени за счёт термоядерной DD-реакции:

$$\frac{dN_{\text{синт}}}{dt} = \frac{1}{2} n_D^2 \langle \sigma v \rangle V,$$

где  $n_D$  — объёмная концентрация дейтерия,  $\langle \sigma v \rangle$  — скорость протекания DD-реакции по DDp-каналу.

Считаем, что в стационарном режиме работы установки конструкционный материал выделяет водород с почти неизменной скоростью, поэтому поток протия из материалов также может считаться постоянным во времени. Следует отметить, что в первые месяцы работы установки количество протия, выделяющегося из материала, может быть существенно больше и для детальной оценки необходимо учитывать объём, температуру, а также технологию изготовления конструкционных и функциональных материалов.

Считаем, что быстрота откачки является только функцией парциального давления и не зависит от времени в стационарном режиме работы.

Решая уравнение баланса частиц в камере, получаем

$$p(t) = \frac{kT}{S} \left( \frac{dN_{\text{синт}}}{dt} + \frac{dN_{\text{нат}}}{dt} \right) \left[ 1 - \exp\left( -\frac{S}{2V} t \right) \right] + p_0 \exp\left( -\frac{S}{2V} t \right). \quad (3)$$

Для моделирования механизма удаления протия из ТЦ введём параметр  $x$  — степень замкнутости цикла по протию, обозначающий долю откачанного протия, возвращённого в камеру системами инжекции (для наглядности будем приводить эту величину в процентах, однако во всех расчётах эта величина  $<1$ ). Количество протия, безвозвратно удаляющегося из ТЦ непрерывно, будет определяться как  $1 - x$ . В расчётах мы не учитываем время оборота топлива (от момента откачки до момента инжекции), однако оно либо отразится в виде запаздывания временных зависимостей (на величину этого времени),



либо малó по сравнению с полученными результатами (для времени выхода на стационар) и не окажет влияния на результат.

Производя в полученном решении формальную замену  $S$  на  $S(1-x)$ , получаем решение для частично замкнутого цикла

$$p(t) = \frac{kT}{S(1-x)} \left( \frac{dN_{\text{синт}}}{dt} + \frac{dN_{\text{нат}}}{dt} \right) \left[ 1 - \exp\left(-\frac{S(1-x)}{2V}t\right) \right] + p_0 \exp\left(-\frac{S(1-x)}{2V}t\right). \quad (4)$$

Ещё раз заметим, что данные решения получены в рамках модели  $S \neq S(t)$ . Строго это верно для стационарного по быстроте откачки режима, но допустимо и при быстром его наступлении, так, что изменения  $S$  за нестационарный период не вносят существенного вклада в интеграл по времени. Однако убедиться в том, что стационар достигается быстро, можно лишь при строгом решении уравнения в рамках модели  $S(t) \neq \text{const}$ .

Откачка разрядной камеры термоядерного реактора осуществляется криогенными насосами. Для удельной быстроты откачки известно соотношение

$$S_{\text{уд}} = \alpha \frac{p_r}{\rho_r} \sqrt{\frac{\mu}{2\pi RT_r}} \left( 1 - \frac{p_s}{p_r} \right)^{1/2},$$

где  $\alpha$  — коэффициент конденсации (для протия при  $T = 77\text{—}300$  К и температуре криопанели  $3,0\text{—}4,4$  К равен примерно 0,9);  $p_r$  и  $p_s$  — давления газа (актуальное и в состоянии насыщения);  $\rho_r$  и  $T_r$  — плотность и температура газа;  $\mu$  — его молярная масса. Согласно уравнению Менделеева—Клапейрона формулу для удельной быстроты откачки можно преобразовать

$$S_{\text{уд}} = \alpha \frac{RT_r}{\mu} \sqrt{\frac{\mu}{2\pi RT_r}} \left( 1 - \frac{p_s}{p_r} \right) = \alpha \sqrt{\frac{RT_r}{2\pi\mu}} \left( 1 - \frac{p_s}{p_r} \right) = K - \frac{c}{p}.$$

Дифференциальное уравнение для давления приобретает вид

$$2 \frac{V}{kT} \frac{dp}{dt} = \frac{dN_{\text{синт}}}{dt} + \frac{dN_{\text{нат}}}{dt} - \frac{p \left( K - \frac{c}{p} \right) F}{kT}$$

или

$$2 \frac{V}{kT} \frac{dp}{dt} = \frac{dN_{\text{синт}}}{dt} + \frac{dN_{\text{нат}}}{dt} + \frac{cF}{kT} - \frac{KF}{kT} p.$$

Отличие от ранее решённого уравнения заключается лишь в неоднородной части и коэффициенте перед  $p$ . Производя, как и ранее, формальную замену

$$\frac{dN_{\text{синт}}}{dt} + \frac{dN_{\text{нат}}}{dt} \rightarrow \frac{dN_{\text{синт}}}{dt} + \frac{dN_{\text{нат}}}{dt} + \frac{cF}{kT} \text{ и } S \rightarrow KF,$$

получаем решение

$$p(t) = \frac{kT}{KF(1-x)} \left( \frac{dN_{\text{синт}}}{dt} + \frac{dN_{\text{нат}}}{dt} + \frac{cF}{kT} \right) \left[ 1 - \exp\left(-\frac{KF(1-x)}{2V}t\right) \right] + p_0 \exp\left(-\frac{KF(1-x)}{2V}t\right). \quad (5)$$

Для значений, используемых нами в расчётах, различия между решениями  $S(t) \neq \text{const}$  и  $S(t) = \text{const}$  не видны, что связано с малостью константы  $c$  и быстрым достижением значений давления, при котором оно многократно больше давления насыщения, что обуславливает и быстрый выход на стационарный уровень значения быстроты откачки.

Количество частиц протия в ТЦ ТИН равно

<sup>1</sup> Температура газа, подходящего к криопанели, считается постоянной во времени, а откачка — ведущейся при том давлении, какое газ имеет в камере.

$$N(t) = \frac{V}{kT} p(t) = \frac{V}{kT} \left( \frac{kT}{S(1-x)} \left( \frac{dN_{\text{синт}}}{dt} + \frac{dN_{\text{нат}}}{dt} \right) \left[ 1 - \exp\left(-\frac{S(1-x)}{2V} t\right) \right] + p_0 \exp\left(-\frac{KF(1-x)}{2V} t\right) \right) =$$

$$= \frac{V}{S(1-x)} \left( \frac{dN_{\text{синт}}}{dt} + \frac{dN_{\text{нат}}}{dt} \right) \left[ 1 - \exp\left(-\frac{S(1-x)}{2V} t\right) \right] + \frac{V}{kT} p_0 \exp\left(-\frac{KF(1-x)}{2V} t\right). \quad (6)$$

На основании полученных формул можно получить выражение для концентрации (процентной доли) частиц протия

$$c_H = \frac{p_H}{p_H + p_{D+T}} = \frac{1}{1 + \frac{p_{D+T}}{p_H}}$$

или, после подстановки,

$$c_H = \frac{1}{1 + \frac{n_{D+T} kT}{\frac{kT}{S(1-x)} \left( \frac{dN_{\text{синт}}}{dt} + \frac{dN_{\text{нат}}}{dt} \right)}} = \frac{1}{1 + \frac{n_{D+T} S(1-x)}{\frac{dN_{\text{синт}}}{dt} + \frac{dN_{\text{нат}}}{dt}}}. \quad (7)$$

На рис. 4 изображены зависимости количества частиц протия от быстроты откачки (удаления из ТЦ) и степени замкнутости цикла по протию (x), а также время выхода на стационар для различных значений быстроты откачки и степени замкнутости цикла. Считаем, что величина быстроты откачки пропорциональна

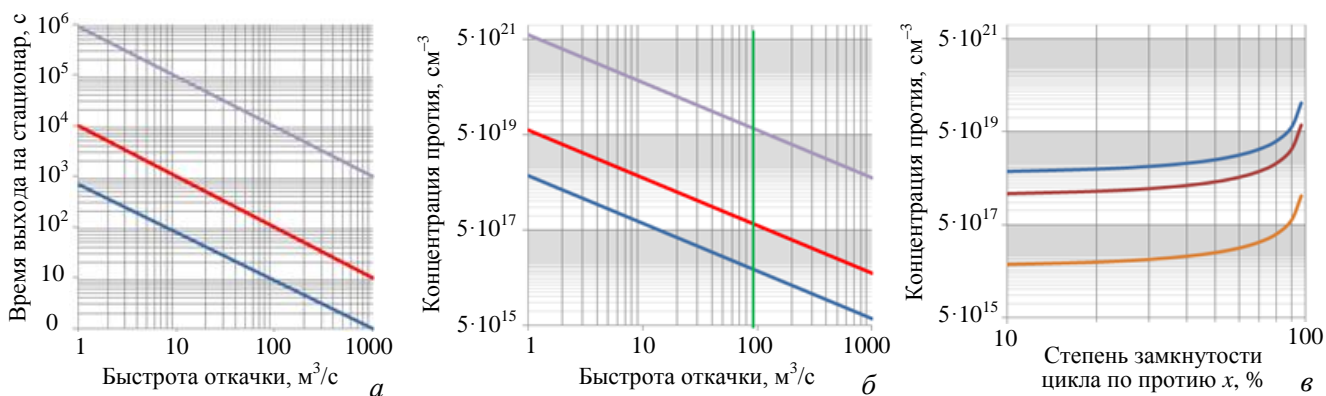


Рис. 4. Зависимость количества частиц протия в ТЦ от быстроты откачки и степени замкнутости цикла по протию (а), а также время выхода на стационар для различных значений быстроты откачки (x: — 10; — 90; — 99,9%) (б) и степени замкнутости цикла, показана скорость откачки (— 1; — 3; — 100 м<sup>3</sup>/с), необходимая для удаления из тора всех частиц, инжектированных всеми системами доставки топлива, для наших условий (в)

парциальному давлению для различных изотопов водорода и должна обеспечить удаление из вакуумной камеры всех частиц, инжектированных системами доставки топлива (для параметров ТИН).

Для вычисления доли протия в плазме была рассчитана её зависимость от доли, возвращаемой обратно в топливный цикл (т.е. не удаляемой системой депротизации — степень замкнутости x по протию). График этой зависимости изображён на рис. 5. Для поддержания доли протия на уровне менее 0,5% в дейтерий-третиевой топливной смеси необходимо обеспечить замкнутость более 99%. При расчётном потоке дейтерий-третиевой смеси (для ТИН) порядка 100 м<sup>3</sup>·Па/с и x = 99,862% поток через систему депротизации будет составлять 0,17 м<sup>3</sup>·Па/с Это приведёт к за-

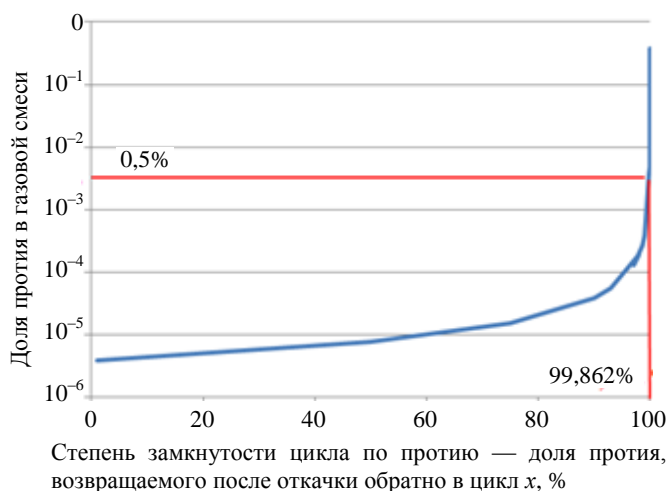


Рис. 5. Доля протия в газовой смеси в зависимости от доли, возвращаемой обратно в цикл, т.е. не удаляемой системой депротизации

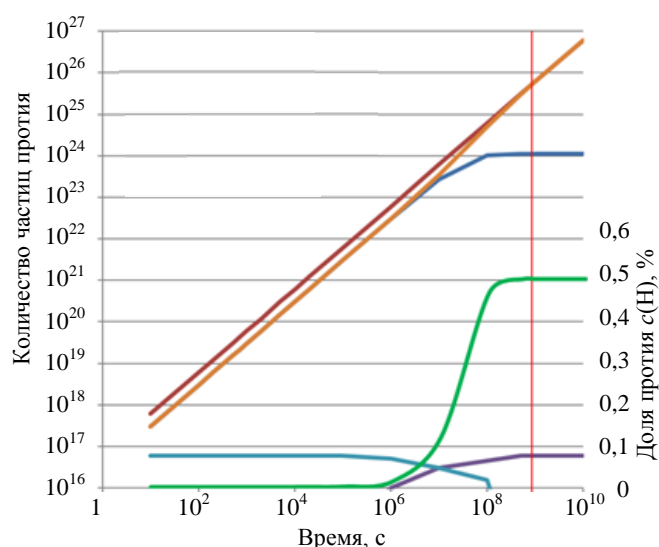


Рис. 6. Временные зависимости, отражающие динамику частиц трития в ТЦ: увеличение трития за счёт рассматриваемых нами механизмов; количество частиц, откачанных и инжектируемых в вакуумный объём; количество частиц, удалённых из ТЦ системой депротизации; суммарное количество частиц трития в ТЦ; доля трития в топливной смеси: — —  $N_{\text{прот.}}$ , шт.; — — увеличение трития в ТЦ; — —  $N_{\text{удал.}}$ ; — — рост трития = увеличение  $N_{\text{удал.}}$ ; — —  $N_{\text{инж}} = N_{\text{откач.}} - N_{\text{удал.}}$ ; — —  $c(H)$  — доля трития

грузке системы депротизации в количестве  $4500 \text{ м}^3 \cdot \text{Па}$  за цикл разделения длительностью 8 ч. Данная цифра представляет собой оценку снизу для производительности системы депротизации и тем не менее уже сейчас даёт представление о номинальных характеристиках системы, которую предстоит проектировать на этапе разработки ТИН.

На рис. 6 приведены временные зависимости, отражающие динамику частиц трития в ТЦ: увеличения трития за счёт рассматриваемых нами механизмов; количества частиц, откачанных и инжектируемых в вакуумный объём; количества частиц, удалённых из ТЦ системой депротизации; суммарного количества частиц трития в ТЦ. Видно, что с приближением количества удаляемых из ТЦ частиц к значению поступающих благодаря синтезу и десорбции наблюдается выход на стационарное значение общего количества частиц трития в ТЦ. Значение доли трития в топливной смеси аналогичным образом выходит на стационар.

В коде реализована процедура выдачи рекомендации требуемой производительности системы депротизации. На её основании пользователь/оператор вводит значение в таблицу параметров установки, и программа производит расчёт потоков всех изотопов водорода через все системы ТЦ. Таким образом, алгоритм оценки количества трития в системах ТЦ полностью интегрирован в расчётный код и является его неотъемлемой частью.

Для учёта количества топливной смеси, находящейся в системах ТЦ, а не только в вакуумной камере, рассмотрим «эффективный» объём  $V^*$ , содержащий топливную смесь, в которой будет происходить растворение трития в процессе работы систем ТЦ. В таком случае стационарное значение количества частиц трития в системах ТЦ достигается за время около  $5 \cdot 10^8 \text{ с}$ , что следует воспринимать, скорее, как ограничения сверху на реальные значения. Тем не менее полученные оценки показывают, что до момента достижения стационара (значения доли трития в системах ТЦ и, следовательно, количества частиц в цикле) будет выполняться условие содержания концентрации трития в системе и вакуумной камере менее 0,5%. Величина значения  $x$  — степени замкнутости цикла, влияющая на производительность системы депротизации, остаётся неизменной при переходе от  $V$  к  $V^*$ , в связи с чем можно считать наши оценки корректными.

## РАСЧЁТ КОЛИЧЕСТВА ТРИТИЯ В СИСТЕМЕ НЕЙТРАЛЬНОЙ ИНЖЕКЦИИ

Расчёт содержания трития и трития в системе нейтральной инъекции производится аналогично расчёту доли трития в вакуумной камере. Зависимость доли трития в газовой смеси и его накопления в инжекторах и системе детритизации от её производительности приведена в табл. 4, ба-

Т а б л и ц а 4. Доля трития в газовой смеси и его накопление в инжекторах и системе детритизации в зависимости от её производительности

$x$ , %	Доля Т в смеси $c_T$ , %	Поток газа в систему детритизации, $\text{м}^3 \cdot \text{Па} / \text{с}$	Тритий в цикле нейтральной инъекции, г
0	0,07	100,15	5,22
10	0,08	90,14	5,23
30	0,11	70,13	5,25
50	0,15	50,11	5,28
70	0,25	30,10	5,36
90	0,74	10,08	5,73
95	1,47	5,08	6,30
98	3,59	2,07	8,01
99	6,93	1,07	10,87
99,9	42,68	0,14	63,55

ланс частиц в инжекторах отображен на рис. 7. Видно, что для поддержания доли трития в дейтериевых инжекторах на уровне 1% система детритизации должна обеспечивать на порядок большую производительность, чем система детритизации основного ТЦ. Выбор конкретной схемы питания нейтральных инжекторов является отдельной задачей с оценкой экономической целесообразности, которая в рамках данной статьи не рассматривалась.

### РАСЧЁТ НАРАБОТКИ ТРИТИЯ В ГИБРИДНОМ БЛАНКЕТЕ УСТАНОВКИ

Нами был рассмотрен модульный бланкет, располагающийся на внешнем обводе первой стенки (внутри вакуумной камеры) установки и содержащий сборки с веществом-размножителем нейтронов (элемент твэл представляет стальную трубу, заполненную делящимися элементами), а также объём, заполненный соединением, выделяющим тритий при взаимодействии с нейтронами. В качестве материала для наработки трития планируется использовать ортосиликат лития ( $\text{Li}_4\text{SiO}_4$ ) с обогащением лития до 90% по изотопу  $^6\text{Li}$  при 10%  $^7\text{Li}$  (рис. 8). Вне элементов в модуле бланкета содержится теплоноситель.

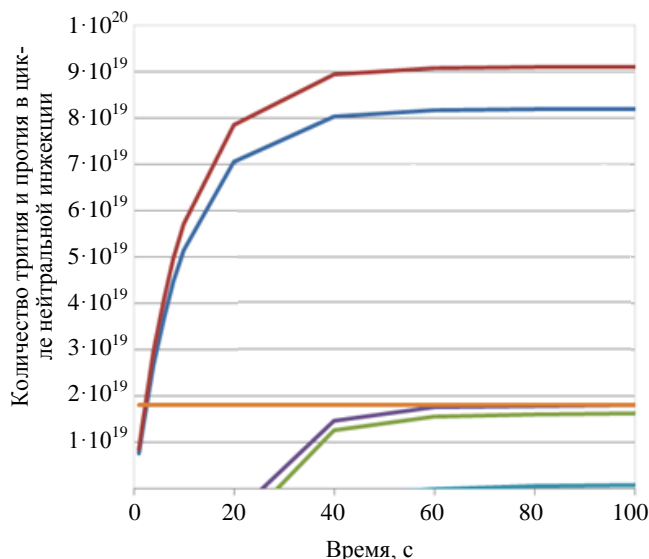


Рис. 7. Поток частиц трития и протия в цикле инжекторов нейтральных частиц: —  $N_{\text{прот}}$ , шт. × 100; —  $N_{\text{тритий}}$ , шт.; —  $dN$  откачанных (протия)/dt; —  $dN$  откачанных (трития)/dt; —  $N_{\text{удал}}$  трития, шт.; — поток трития из вакуумной камеры

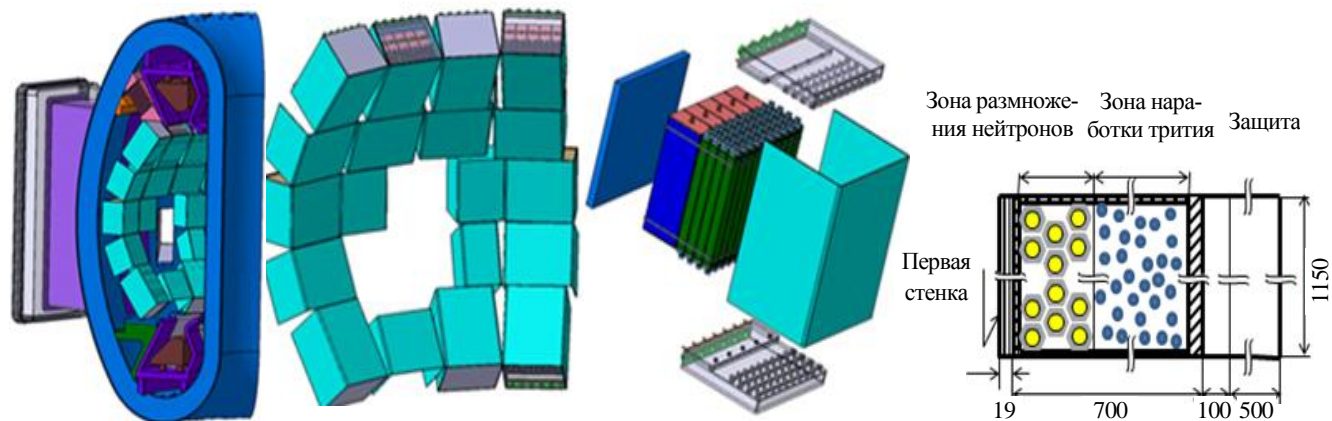


Рис. 8. Конструкция гибридного бланкета для установки ДЕМО-ТИН

Для расчётов в коде FC-FNS были использованы усреднённые значения для коэффициента локального воспроизводства трития (TBRL). TBR (коэффициент наработки трития в бланкете) представляет собой количество нарабатываемых в бланкете ядер трития в расчёте на один DT-нейтрон, рождённый в результате термоядерной реакции в плазме. Суммарное значение коэффициента наработки должно составлять по условиям проекта не менее 1,15 для самообеспечения установки тритием. В связи с тем, что на бланкет попадает около половины всех DT-нейтронов источника, для достижения TBR около единицы средние значения TBRL должны быть не менее 2—2,5.

Для верификации наших расчётов была использована система дифференциальных уравнений (8)—(10), описывающих процессы накопления трития в различных системах термоядерного реактора, предложенная в работе [9]. При решении уравнений нами были найдены ошибки, допущенные авторами (впоследствии они были приняты авторами работы и признаны верными).

На рис. 9 приведены решения системы уравнений (8)—(10) для параметров концептуальной установки SABR [9] в качестве демонстрации отличия наших решений от опубликованных в работе [9]. На рис. 10 приведены решения для параметров установки ДЕМО-ТИН. Хорошее совпадение значе-

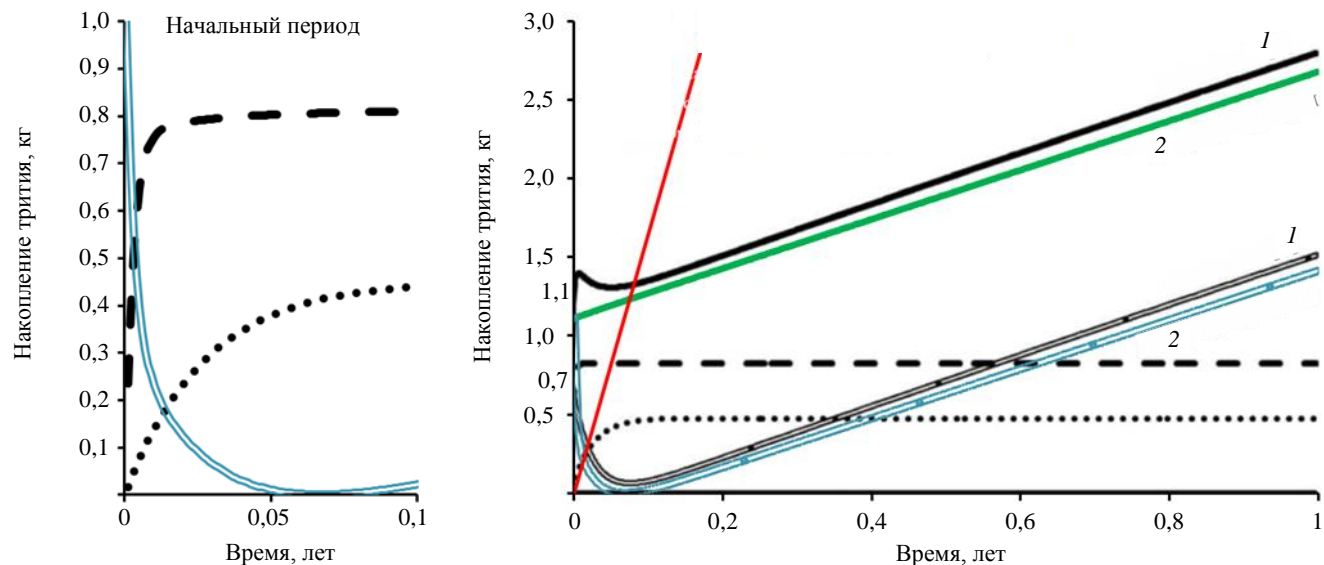


Рис. 9. Накопление трития в различных системах термоядерного реактора (для параметров концептуальной установки SABR) при нашем решении (2) в сравнении с решениями, опубликованными в работе [9] (1): ..... — накопление в blankets; — — — накопление в системах обработки; — — — общее содержание; ===== накопление в хранилище; — — — наработка трития

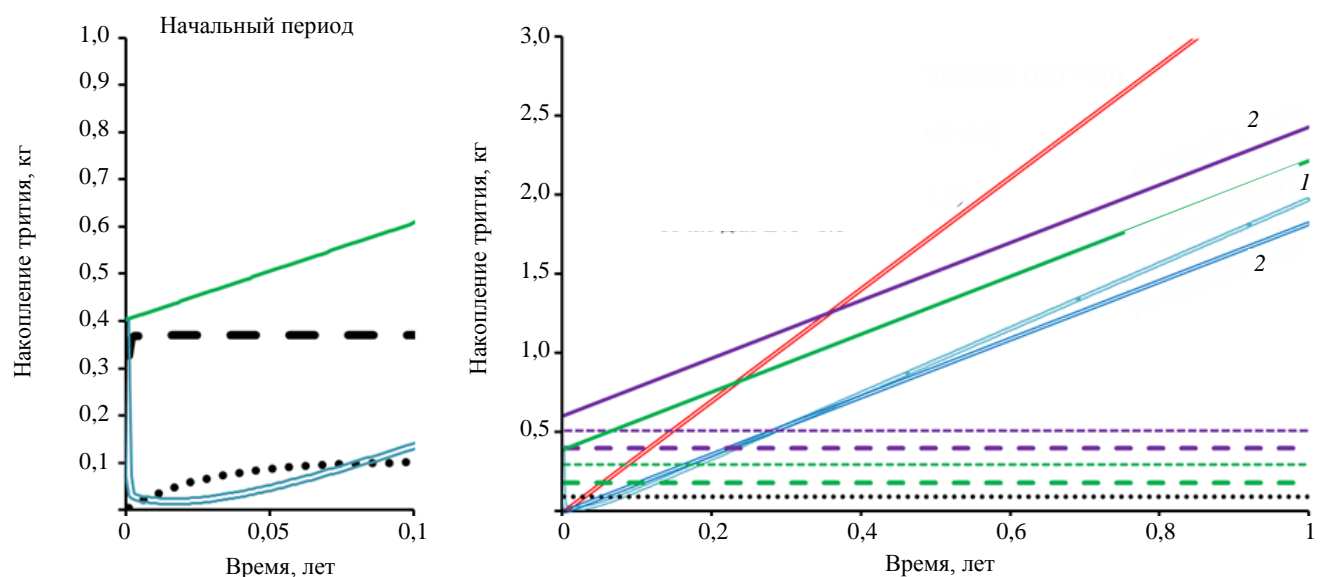


Рис. 10. Сравнение результатов моделирования накопления трития в различных системах термоядерного реактора (для установки ДЕМО-ТИН) при решении уравнений из работы [9] (1) и по нашей модели (2): ===== наработка трития; ..... — накопление в blankets; ===== накопление в хранилище; — — — накопление в системах обработки (D:T = 1:0); — — — то же для D:T = 1:1; — — — стартовая загрузка ТЦ (D:T = 1:0); — — — то же для D:T = 1:1; — — — общее содержание (D:T = 1:0); — — — то же для D:T = 1:1

ний, полученных при решении системы уравнений и расчётах с помощью кода FC-FNS, даёт основание в дальнейшем полагаться на наши расчёты. Основным результатом является оценка потоков трития в накопитель с учётом выгорания в плазме и потерь в различных системах установки:

$$\dot{I}_1 = \Lambda \dot{N} - \frac{1}{T_1} I_1 - \lambda I_1, \text{ где } I_1(0) = 0; \tag{8}$$

$$\dot{I}_2 = \left( \frac{1}{\beta} - 1 \right) \dot{N} + \frac{1-f}{T_1} I_1 - \frac{1-\epsilon}{T_2} I_2 - \lambda I_2, \text{ где } I_2(0) = 0; \tag{9}$$

$$\dot{I}_3 = \frac{1-\epsilon}{T_2} I_2 - \frac{\dot{N}}{\beta} - \lambda I_3, \text{ где } I_3(0) = I_0. \quad (10)$$

Обсуждаемые сценарии предусматривают загрузку установки делящимися веществами, а также веществом-наработчиком трития в начале кампании и перегрузку (с выделением продуктов деления/трансмутации) в её конце. Тритий и высокопотенциальное тепло выводятся из blankets установки непрерывно в течение всего времени эксплуатации. Все системы должны быть рассчитаны на длительность цикла до 10 лет.

При первоначальной загрузке ТЦ весь тритий находится в стартовом накопителе, откуда он распределяется по всем системам ТЦ. Далее в установке происходит наработка трития со скоростью до  $1,0 \cdot 10^{-4}$  г/с, что приводит к созданию запасов трития в накопителе с учётом распада и удовлетворения собственных потребностей установки в тритии для термоядерного горения плазмы. Избытки трития направляются в долговременное хранилище. В результатах расчётов, приведённых в табл. 3, не учитывается тритий, находящийся в долговременном хранилище. Фактически общее количество трития, содержащегося на установке, включает тритий, находящийся в системах ТЦ, и тритий, находящийся в стартовом накопителе, содержащем топливную смесь для отключения тритийвоспроизводящих систем на срок до 20 дней, и долговременном, откуда тритий должен использоваться, например, для загрузки ТЦ новых термоядерных установок.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Компьютерная программа FC-FNS позволяет производить расчёты потоков различных изотопов водорода, входящих в состав топливной смеси, через системы топливного цикла, а также оценивать накопление изотопов в различных элементах. Расчёты производятся в предположении, что в стационарном режиме работы установки поток топлива через вакуумную камеру установки будет определяться только потребностями плазмы в термоядерном топливе. Для всех систем ТЦ строятся уравнения баланса, учитывающие вход/выход и режим работы системы или её элементов. Одновременно оцениваются количество частиц, потоки газовой смеси и масса рабочего вещества (из состава топливной смеси). При расчётах учитываются механизмы потери частиц в связи с термоядерным выгоранием и  $\beta$ -распадом трития во всех системах.

Код описывает системы обеспечения плазмы топливной смесью (пеллет-инжекция, система газовых клапанов и пучков нейтральных атомов), системы откачки, очистки и разделения компонентов газовой смеси, а также системы охлаждения и выделения водорода из хладагента и лития, производства водорода в blankets, баланса изотопного состава газовой смеси, введена система контроля безопасности выбросов в атмосферу. Код учитывает динамику увеличения количества водорода в системах за счёт различных механизмов: высвобождение водорода из конструкционных материалов в процессе эксплуатации установки и его образование в результате термоядерных реакций. Путём моделирования данных процессов определяется производительность системы разделения изотопов водорода для обеспечения требуемого уровня содержания различных изотопов водорода в газовой смеси. В коде параллельно рассматриваются две альтернативные схемы топливного цикла инжекторов нейтральных пучков. Для этого в коде присутствует модуль для расчёта изотопного состава газовой смеси в инжекторах нейтральных пучков. На основании данных расчётов в коде предусмотрена функция выдачи рекомендаций для систем разделения изотопов водорода.

Для верификации расчётов по производству водорода была использована система дифференциальных уравнений, описывающих процессы накопления водорода в различных системах термоядерного реактора. Решения, полученные для параметров установок SABR и ДЕМО-ТИН, дали хорошее соответствие с нашей моделью, что позволяет в дальнейшем доверять ей при моделировании других установок. Для проекта ДЕМО-ТИН были выполнены расчёты газовых потоков и запасов в системах токамака. Были выполнены оценки распределения изотопов водорода в системах стационарного токамака с учётом механизмов потери изотопов водорода в связи с термоядерным выгоранием,  $\beta$ -распадом во всех системах, а также диффузией через конструкционные материалы.

Оценены расход изотопов водорода для осуществления стационарного режима работы, а также количество изотопов водорода в элементах инфраструктуры (что имеет ключевое значение с точки зрения безопасности эксплуатации установки). Количество трития, необходимого для заполнения всех систем ТЦ, составляет 0,3 кг (D:T = 1:0) или 0,5 кг (D:T = 1:1). Вероятно, это является грубой оценкой снизу, поскольку не учитывает распределение трития в системах ТЦ в начальный период работы установки и не может корректно считаться «стартовой» загрузкой ТЦ тритием. Требуемая производительность для системы депротизации оценивается нами  $0,17 \text{ м}^3 \cdot \text{Па/с}$  для обеспечения доли протия в топливной смеси на уровне менее 0,5% и  $5\text{—}10 \text{ м}^3 \cdot \text{Па/с}$  в системе детритизации газовой смеси в цикле нейтральной инжекции для обеспечения доли трития не более 1%.

Авторы выражают благодарность А.А. Панасенкову, Е.Д. Длугачу, А.Ю. Днестровскому, А.И. Крылову, Б.В. Кутееву, Р.С. Чеботареву и Theresa Wilks за плодотворное обсуждение результатов и помощь в проведении расчётов.

### REFERENCES

1. **Kuteev B.V. et al.** Development of DEMO-FNS tokamak for fusion and hybrid technologies. — Nucl. Fusion, 2015, vol. 55, p. 073035.
2. **Wesson J.** The Science of JET. — EURO Fusion, November, 1999.
3. **Kamada Y. et al.** Plasma regimes and research goals of JT-60SA towards ITER and DEMO. — Nucl. Fusion, 2011, vol. 51, p. 073011.
4. **Ananyev S.S. et al.** Fuel cycle for a fusion neutron source. — Physics of Atomic Nuclei, 2015, vol. 78(10), pp. 1138—1147.
5. **Ananyev S.S. et al.** Concept of DT fuel cycle for a fusion neutron source. — Fusion Science and Technology, 2015, vol. 67, pp. 241—244.
6. **Ananyev S.S. et al.** Concept of DT fuel cycle for a fusion neutron source DEMO-FNS. — Fusion Eng. Des., 2016, vol. 109—111, Part A, pp. 57—60.
7. **Abdou M. et al.** Blanket/first wall challenges and required R&D on the pathway to DEMO. — Fusion Eng. Des., 2015, vol. 100, pp. 2—43.
8. **Stacey W.M. et al.** Resolution of fission and fusion technology integration issues. — Nuclear Technology, 2014, vol. 187, pp. 15—43.

### AUTHORS

**Ananyev S.S.** NRC “Kurchatov Institute”, pl. Akademika Kurchatova 1, 123182 Moscow, Russia; Ananyev\_SS@nrcki.ru

**Spitsyn A.V.** NRC “Kurchatov Institute”, pl. Akademika Kurchatova 1, 123182 Moscow, Russia; Spitsyn\_AV@nrcki.ru

Received 13 January 2017  
Problems of Atomic Science and Technology  
Ser. Thermonuclear Fusion, 2017, vol. 40, issue 1, pp. 68—82.