

РАСЧЕТНЫЙ КОД «FC-FNS» ДЛЯ МОДЕЛИРОВАНИЯ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ИЗОТОПОВ ВОДОРОДА В ТОПЛИВНОМ ЦИКЛЕ ТЕРМОЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

С. С. Ананьев, А. В. Спицын

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ananyev_SS@nrcki.ru

Для оценки распределения трития в системах термоядерного реактора и «тритиевого завода» необходимо осуществлять моделирование поведения трития во всех элементах этих систем с учетом режима их работы. Такие расчеты в настоящее время проводятся с использованием кода «FC-FNS», описываемого в данной работе.

Код позволяет осуществлять расчет потоков изотопов водорода в системах токамака и запасы трития в каждой системе. При расчете учитываются потери трития в результате термоядерной реакции в плазме и β -распада трития. Учитывается наработка трития в гибридном blankets. В статье с использованием кода рассмотрены две альтернативные схемы обеспечения газом инжекторов нейтральных 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 расчеты, выполненные для проекта термоядерного источника нейтронов ДЕМО-ТИН с термоядерной мощностью 30–50 МВт.

Введение

В рамках развития концепции отечественной атомной энергетики НИЦ «Курчатовский институт» разработал и предложил программу создания гибридных реакторов, сочетающих ядерные и термоядерные технологии. Основной 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 blankets за счет 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 с мощностью 10–50 МВт.

Для оценки распределения трития в системах термоядерного реактора и «тритиевого завода» необходимо осуществлять моделирование поведения трития во всех элементах этих систем с учетом режима их работы. Как уже отмечалось ранее [2], ни смотря на наличие компьютерных кодов для расчетов проектов ИТЭР и ДЕМО, они в своем большинстве рассчитаны на импульсные режимы работы установок, что не позволяет производить с их помощью расчеты стационарных процессов работы ТИН. При этом работа систем топливного цикла (ТЦ) в стационарном режиме требует, зачастую, иного подхода к их проектированию, а моделирование должно отражать как принципы работы систем, так и физические параметры их составных элементов. В связи с этими особенностями, задача расчетов применительно к стационарному режиму работы установки приобретает совсем иную постановку. В настоящее время такие расчеты проводятся нами с использованием разработанного для этой цели кода «FC-FNS» [3].

Описание программы расчета

Расчетный код «TC-FNS» (Tritium Cycle of Fusion Neutron Source) [2–4], 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 расчет 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 β -распада трития. Учитывается наработка трития в гибридном blanketе. 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 использования 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 трех изотопов в каждом элементе ТЦ. На рис. 1 условно показаны блоки программы. На рис. 2 приведена схема рассматриваемых систем 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 расчетный код заложены режимы работы систем ТЦ для расчета накопления изотопов водорода в элементах этих систем. В табл. 1 приведены 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.

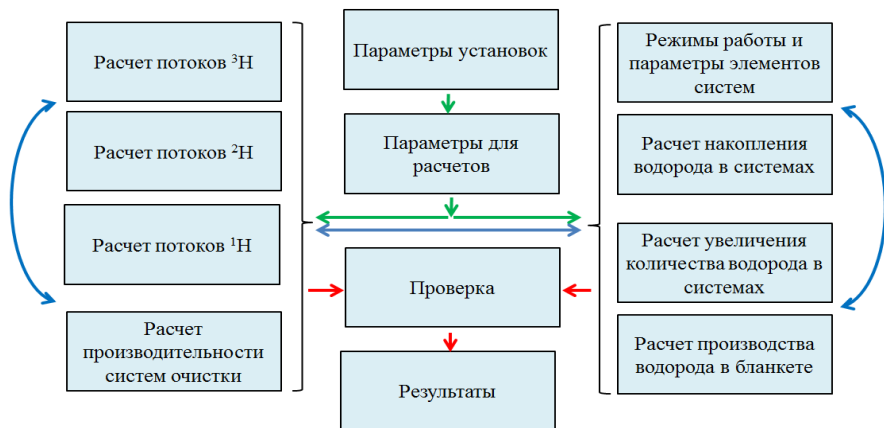
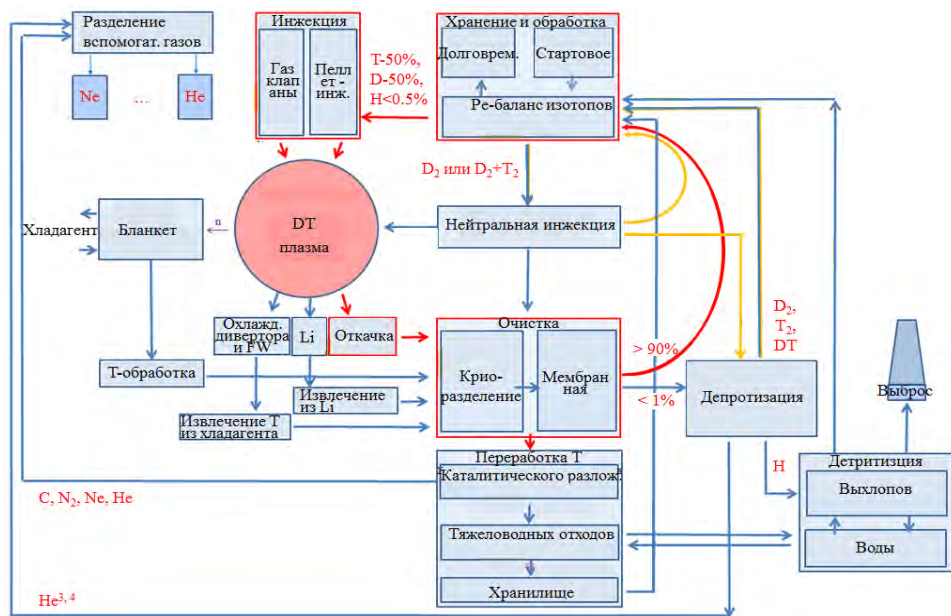


Рис. 1. Структурная схема кода FC-FNS

Рис. 2. Структурная схема систем, рассматриваемых в коде «FC-FNS», Па·м³/с

Принципиальным требованием для термоядерной системы является ее самообеспечение тритием [5]. Тритий в природе содержится в малых количествах в связи с чем должен искусственно нарабатываться (причем его коммерческая стоимость чрезвычайно высока). Для воспроизводства трития в ДЕМО-ТИН предусмотрен бланкет-наработчик. Часть поглотителя нейтронов в нем заменена соединениями лития, участвующими в реакциях с образованием трития под действием нейтронного облучения. 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 во времени оценивается при решении системы дифференциальных уравнений [6].

Таблица 1

Параметры установки ДЕМО-ТИН - входные параметры «FC-FNS»

Параметр	Значение
Нейтронный поток (мощность), МВт	0,2
Нейтронный поток, 1/с	$2 \cdot 10^{19}$
Объем вакуумной камеры, м ³	103
Площадь стенок вак. камеры S , м ²	162
n плотность плазмы, м ⁻³	$1 \cdot 10^{20}$
Термоядерная мощность P_f , МВт	30
Время удержания частиц τ_e , мсек	1000
Количество пеллет-инжекторов, шт	4
Частота работы инжектора, Гц	3
Плотность льда DT (при н. у.), г/см ³	0,2
Количество инжекторов нейтральных частиц, шт	6
Мощность NBI P_{nbi} , МВт	30
Энергия нейтральной инжекции $ENBI$, кэВ	500
Процент содержания в откачиваемой газовой смеси молекул, содержащих тритий, %	2
Доля трития в плазме (в стационаре), %	<0,5
Длительность работы установки без воспроизводства трития (тритий должен храниться в геттере), дней	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, часов	8
Длительность цикла разложения химических соединений водорода, часов	12
Длительность цикла переработки сверхтяжеловодных отходов, часов	

Двумя главными задачами, решаемыми с помощью кода, являются расчет потоков и содержания изотопов водорода в каждой конкретной системе топливного цикла. Первая из них решается отдельно для каждого из изотопов. В основе расчетов лежат физические механизмы выгорания, выноса частиц из плазмы и «пополнения» за счет 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 еще до того, как ионизируется. Для всех систем строятся уравнения баланса, учитывающие вход/выход и режим работы системы или ее 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 при поддержании режимов удержания плазмы путем инъекции дейтерия и трития и рециклинга. В связи с отсутствием на текущий момент четких физических сценариев работы, в программе все расчеты производятся в предположении, что в стационарном состоянии поток топлива через вакуумную камеру будет определен только потребностями плазмы. Тем не менее, во входных параметрах заложена возможность варьировать этот параметр.

Расчеты для дейтерия аналогичны расчетам 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 протия в топливной смеси, производятся расчеты для протия. Существенным отличием от расчета для тяжелых изотопов является то, что в процессе циркуляции топливной смеси, она частично проходит депротизацию с целью поддержания доли протия в установленных рамках, поскольку превышение его содержания может привести к снижению нейтронного выхода.

Расчеты 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 учетом 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-инъекции и инъекции нейтральных пучков, а также содержание топлива в магистралях и ресиверах. Расчеты 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 связи с тем, что смеси на разделение в нее поступают как минимум по двум путям – из системы мембранной очистки и из системы нейтральной инъекции – в случае использования дейтерия в качестве рабочего газа в альтернативном варианте [2, 4]).

Полученные данные сводятся в виде таблиц и графиков, а также выводятся на схеме ТЦ в виде значений потоков газовой смеси через соответствующие подсистемы (рис. 3, 4).

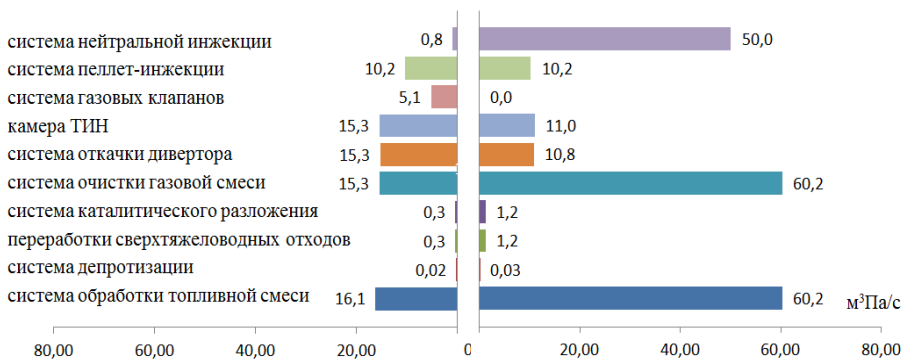


Рис. 3. Потоки трития в единицу времени через различные системы ТЦ для вариантов использования в качестве газовой смеси D:T=1:0 (слева) и D:T=1:1 (справа) в системе нейтральной инжекции



Рис. 4. Распределение накопленного трития между системами ТЦ для вариантов использования в качестве газовой смеси D:T=1:0 (слева) и D:T=1:1 (справа) в системе нейтральной инжекции

Расчеты для термоядерного источника нейтронов ДЕМО-ТИН

Для дополнительного нагрева плазмы в токамаке, а также генерации неиндукционного тока в плазменном шнуре в ТИН предполагается использование 6 инжекторов нейтральных частиц, с энергией 500 кэВ и мощностью каждого инжектора 7,5 МэВ. При вдвое меньшей мощности источника и энергии ионов, такие инжектора 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 предусмотрено 2 нагревных инжектора и инженерные решения к настоящему моменту не проработаны полностью. В связи с этим рассматривается возможность использования инжекторов ИТЭР для применения их в ТИН с соответствующими конструктивными изменениями.

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 $D:T=1:1$ топливной смеси, инжекторы обеспечивают не более 5 % потребности плазмы в топливной смеси [4]. Было показано, что предлагаемый вариант несущественно снизит нейтронный выход источника.

Принципиальным отличием этого 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 атомопроводам инжекторов со временем приведет 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 объемов источника ионов, нейтрализатора, приемника отвальных ионов (ПОИ), калориметра и атомопроводов путем расположения перегородок-мембран. Благодаря этому удастся максимально уменьшить поток газа, выходящий из объема нейтрализатора (где потоки газовой смеси максимальны для создания эффективной газовой мишени – для нейтрализации потока атомов) в область ПОИ, калориметра и атомопроводов. В связи с этим, поток частиц трития, поступающий из вакуумной камеры токамака, будет преимущественно откачиваться в объеме калориметра и ПОИ и направляться в основной ТЦ, что существенно снизит требования к производительности системы детритизации для инжекторов нейтральных частиц. Тем не менее, расчеты 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 расчет 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 [2].

Расчет потоков и накопления изотопов водорода в системах ТЦ

На рис. 3 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, могут увеличиваться потоки через системы ввода топливной смеси, в то время как нагрузка на системы очистки и обработки топливной смеси снижается.

На рис. 4 приведено накопление трития в системах ТЦ при различных вариантах используемой в инжекторах нейтральных частиц газовой смеси и показано распределение трития между системами. Видно, что в случае безтритиевых инжекторов суммарное количество трития в системах топливного цикла меньше в полтора раза. Это уменьшение связано с существенным сокращением газа, подаваемого в источники ионов и нейтрализаторы системы нейтральных пучков, и накапливаемого в системах очистки.

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. Для трития все значения имеют величину более чем на два порядка меньше чем для дейтерия и трития. Численные значения в данной работе не приводятся, однако расчет количества трития в вакуумной камере является предметом отдельной ее 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 % [5] 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 счет β -распада количество трития во всех системах ТИН уменьшается на 13/23 г в зависимости от варианта топливного цикла инжекторов.

Расчет количества трития в вакуумной камере

Как уже упоминалось выше, топливная смесь, удаляемая системой откачки вакуумной камеры, 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 концентрация трития при заданных его источниках, на основании чего формируется рекомендация по производительности системы разделения изотопов водорода, обеспечивающей требуемый уровень концентрации трития.

Помимо трития, который изначально содержится в дейтерий-тритиевой топливной смеси, он нарабатывается в процессе термоядерных реакций, протекающих в плазме ТИН, и высвобождается из конструкционных 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 трития;
- стационарная десорбция из конструкционных материалов.

Для вычисления процентной доли трития в плазме была рассчитана ее зависимость от доли, возвращаемой обратно в вакуумный объем. Для поддержания доли трития на уровне 0,5 % в дейтерий-тритиевой топливной смеси необходимо обеспечить замкнутость более 99 %. При расчетном потоке дейтерий-тритиевой смеси порядка $200 \text{ м}^3 \cdot \text{Па}/\text{с}$ и степени замкнутости $x = 99,924 \%$, поток через систему депротизации будет составлять 0,02 % от общего или $0,05 \text{ м}^3 \cdot \text{Па}/\text{с}$ (что составит $1500 \text{ м}^3 \cdot \text{Па}$ за цикл разделения, принимаемый нами за 8 часов). Данная цифра представляет собой оценку снизу для производительности системы депротизации и, тем не менее, уже сейчас дает представ-

ление о номинальных характеристиках системы, которую предстоит проектировать на этапе разработки ТИН.

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

Расчет количества трития в системе нейтральной инжекции

Расчет содержания протия и трития в системе нейтральной инжекции производится аналогично тому, как рассчитывается доля протия в вакуумной камере. Зависимость доли трития в газовой смеси и его накопления в инжекторах и системе детритизации в зависимости от ее производительности показывает, что для поддержания доли трития в дейтериевых инжекторах на уровне одного процента, 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 на текущий момент еще не решена.

Расчет наработки трития в гибридном бланкете установки

Был рассмотрен модульный бланкет, располагающийся на внешнем обводе вакуумной камеры установки – за первой стенкой вакуумной камеры и содержащий сборки с веществом-размножителем нейтронов (элемент ТВЭЛ представляет стальную трубу, заполненную актинидами в виде окиси), а также объем, заполненный соединением, выделяющим тритий при взаимодействии с нейтронами (в качестве бридерного материала принимается ортосиликат лития (Li_4SiO_4); литий обогащен до 90 % по изотопу ${}^6\text{Li}$ при 10 % – ${}^7\text{Li}$) см. рис. 5. Вне элементов в модуле бланкета содержится теплоноситель (рассматривались варианты использования Na-K эвтектики, гелия, воды нормальной плотности, а также в виде насыщенного пара).

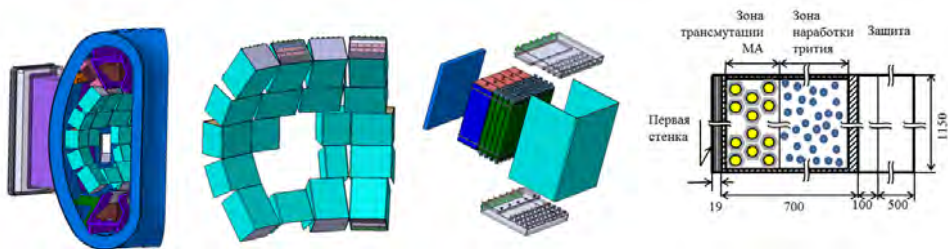


Рис. 5. Конструкция гибридного бланкета для установки ДЕМО-ТИН

Для расчетов в коде «FC-FNS» были использованы усредненные (не рекордные) значения для коэффициента локального воспроизводства трития (ТВРЛ). ТВР (коэффициент наработки трития в бланкете) представляет собой

количество нарабатываемых в бланкете ядер трития в расчете на 1 DT-нейтрон, рожденный в плазме. Суммарное значение коэффициента наработки должно составлять по условиям проекта составляет не менее 1 для самообеспечения установки тритием. В связи с тем, что на бланкет попадает около половины всех DT-нейтронов источника, для достижения TBR около 1, средние значения TBRL должны быть не менее 2–2,5.

Расчеты были верифицированы путем сравнения с решениями системы дифференциальных уравнений, описывающих процессы накопления водорода в различных системах термоядерного реактора для установок «SABR», «ДЕМО-ТИН» и «ИТЭР». Была использована система уравнений, описанная в работе [6]. В процессе решения уравнений нами были получены зависимости I_2 и I_3 , отличные от решений, описанных в работе (которые впоследствии были приняты авторами работы и признаны верными). На рис. 6 приведены решения для параметров установки ДЕМО-ТИН. Результаты находятся в хорошем соответствии с нашей моделью, что позволяет в дальнейшем доверять ей при моделировании других установок.

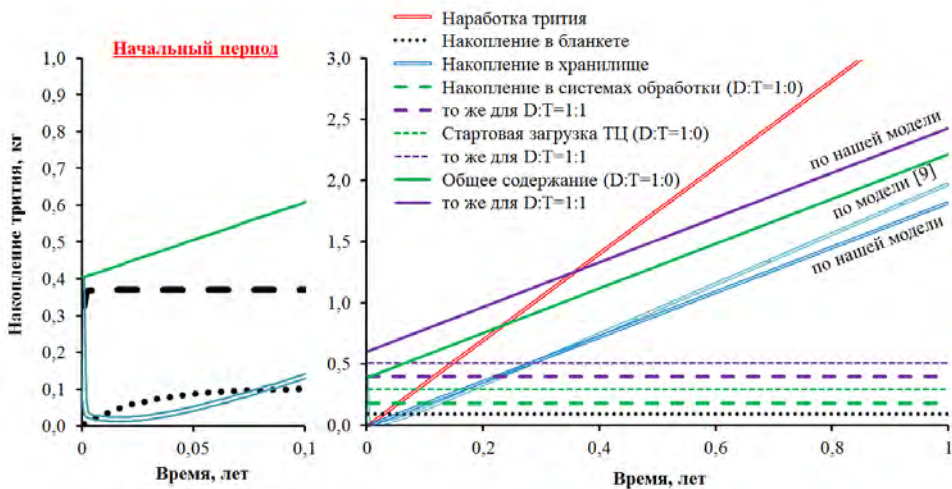


Рис. 6. Сравнение результатов моделирования накопления трития в различных системах термоядерного реактора (для установки ДЕМО-ТИН) при решении уравнений из работы [6] и по нашей модели

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 $1 \cdot 10^{-4}$ г/с, что приводит к созданию запасов трития с учетом распада и удовлетворения собственных потребностей установки в тритии для термоядерного горения плазмы. Избытки трития направляются в долговременное хранилище. В результатах расчетов, приводимых на диаграммах рис. 4, не учитывается тритий, находящийся в долговременном хранилище. Фактически же, общее количество трития, содержащегося на установке, включает тритий, находящийся в системах ТЦ и тритий, находящийся в накопителях: стартовом (содержащем топливную

смесь на время отключения тритийвоспроизводящих систем на срок до 20 дней) и долговременном (откуда тритий должен удаляться, например, для загрузки ТЦ новых термоядерных установок).

Заключение

Компьютерная программа «FC-FNS» позволяет производить расчеты потоков различных изотопов водорода, входящих в состав топливной смеси через системы топливного цикла, а также оценивать накопление изотопов в различных элементах. Расчеты производятся в предположении, что в стационарном режиме работы установки поток топлива через тор будет определяться только потребностями плазмы в термоядерном топливе. Для всех систем ТЦ строятся уравнения баланса, учитывающие вход/выход и режим работы системы или ее элементов. Одновременно оцениваются количество частиц, потоки газовой смеси и масса рабочего вещества (из состава топливной смеси). При расчетах учитываются механизмы потери частиц в связи с термоядерным выгоранием и β -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 бланкете, баланса изотопного состава газовой смеси, введена система контроля безопасности выбросов в атмосферу. Код учитывает динамику увеличения количества водорода в системах за счет различных механизмов: высвобождение водорода из конструкционных материалов в процессе эксплуатации установки и его образование в результате термоядерных реакций. Путем моделирования данных процессов, определяется производительность системы разделения изотопов водорода для обеспечения требуемого уровня содержания различных изотопов водорода в газовой смеси. В коде параллельно рассчитываются две альтернативные схемы топливного цикла инжекторов нейтральных пучков. Для этого в коде присутствует модуль для расчета изотопного состава газовой смеси в инжекторах нейтральных пучков. На основании данных расчетов в коде предусмотрена функция выдачи рекомендаций для систем разделения изотопов водорода.

Для верификации расчетов 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. Также были проведены работы по верификации кода на основании расчетов для международного проекта термоядерного токамака-реактора «ИТЭР», которые находятся в хорошем соответствии с расчетами характеристик топливной инфраструктуры. Для проекта ДЕМО-ТИН были выполнены расчеты газовых потоков и запасов в системах токамака. Были выполнены оценки распределения изотопов водорода в системах стационарного токамака с учетом механизмов потери изотопов водорода в связи с термоядерным выгоранием, бета-распадом во всех системах, а также

диффузией через конструкционные материалы. Был оценен 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).

Список литературы

1. Kuteev B. V. et al. // Published 26 June 2015 IAEA, Vienna Nuclear Fusion. Vol. 55, N 7.
2. Ananyev S. S. et al. Fuel cycle for a fusion neutron source // *Physics of Atomic Nuclei*, 78(10), 1138–1147, 2015.
3. Anan'ev S. S. et al. Concept of DT fuel cycle for a fusion neutron source // *Fusion science and technology*. Vol. 67. Mar. 2015.
4. Ananyev S. S. et al. Concept of DT fuel cycle for a fusion neutron source DEMO-FNS, *Fusion Eng. Des.* Vol. 109–111. Part A, 1 November 2016, P. 57–60.
5. Abdou M. et al. Blanket/first wall challenges and required R&D on the pathway to DEMO // *Fusion Engineering and Design* 100 (2015) 2–43.
6. Stacey W. M. et al. Resolution of fission and fusion technology integration issues // *Nuclear technology*. Vol. 187. July 2014.