ТОПЛИВНая СИСТЕМа ТОКАМАКА ДЕМО-ТИН с учетом характеристик гибридного бланкета

С.С. Ананьев, А.В. Спицын, Б.В. Кутеев

Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия, Ananyev\_SS@nrcki.ru

В рамках развития 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 счет реакций деления, что существенно снижает требования к параметрам плазмы и материалам токамака.

ТИН является ключевой системой гибридного реактора и должен обеспечивать стационарный поток термоядерных нейтронов с мощностью более 10 – 50 МВт, что близко к достигнутым импульсным значениям существующих установок JET и JT-60U. Технологии топливного цикла (ТЦ) является одним из ключевых элементов для ТИН. Системы ТЦ должны обеспечивать обращение 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 ITER могут быть использованы в ТИН только частично из-за стационарного режима работы установки, более высоких нейтронных потоков и потоков трития в элементах топливного цикла.

Для оценки распределения трития в системах термоядерного реактора и компонентов «тритиевого завода» необходимо осуществлять динамическое моделирование всех элементов систем с учетом особенностей работы токамака. Такие расчеты в настоящее время проводятся с использованием кода «FC-FNS» [2]. Код позволяет осуществлять расчет тритиевых потоков и запасов в системах термоядерного токамака. Код учитывает механизмы потери трития в топливном цикле в связи с термоядерным выгоранием и В-распадом во всех системах. Код модернизируется как в сторону расширения систем очистки от токсичных изотопов водорода технических газов и жидкостей, так и в сторону проработки рассматриваемых систем. Для замыкания ТЦ рассмотрены процессы наработки трития при в гибридном бланкете.

В докладе представлена концептуальная схема топливного цикла стационарного ТИН с термоядерной мощностью 3 – 50 МВт, приведены актуальные оценки распределения трития в системах гибридного реактора и элементов «тритиевого завода». Приведены расчеты для ТЦ систем нейтральной инжекции и модуля воспроизводства трития.

Литература

1. B.V. Kuteev, at al. // Published 26 June 2015 © 2015 IAEA, Vienna Nuclear Fusion, Volume 55, Number 7.
2. Anan’ev S.S. et al.Concept of DT fuel cycle for a fusion neutron source // Fusion science and technology vol. 67 mar. 2015