Предельная эффективность источника термоядерных нейтронов на основе дейтериевой плазмы

Чирков А.Ю., Егоров К.С., Федюнин Д.Е.

МГТУ им. Н.Э. Баумана, г. Москва, Россия, [chirkov@bmstu.ru](mailto:chirkov@bmstu.ru)

Перспектива использования термоядерной энергии, производимой в высокотемпературной плазме, сегодня рассматривается практически только на основе реакции дейтерия и трития (D – T) в установках магнитного удержания типа токамак. Для реализации реактора необходимо, чтобы коэффициент усиления мощности в плазме достигал значения *Q* = 5 – 10. Проблемой создания реактора является отсутствие конструкционных материалов с необходимой радиационной стойкостью в условиях нейтронных потоков уровня 1 МВт/м2. Другое направление – источник термоядерных нейтронов. Это менее мощное и относительно компактное устройство с пониженным уровнем нейтронных потоков и усилением *Q* = 0,1 – 1 в зависимости от назначения (драйвер гибридного термоядерно-ядерного реактора, утилизатор радиоактивных отходов, устройство для испытания материалов и др.). Использование D–T-реакции предполагает наработку трития, что также связано с существенными технологическими сложностями. Поэтому в работе рассматриваются возможности использования D–D-реакции, среди продуктов которой содержится тритий. Его сгорание может давать заметный выход в быстрых нейтронах.

Проблема D – D-реакции – низкая скорость. Возможно увеличение скорости реакции за счет мощной инжекции в плазму пучка нейтральных атомов [1 – 4]. При энергиях инжекции 1 – 2 МэВ усиление в плазме на основе дейтерия может составить *Q* = 0,2 – 0,5. Доля энергии в быстрых нейтронах при этом более 50%. Анализировалось влияние изотопов лития при добавлении их в дейтериевую плазму [5]. Расчеты показывают принципиальную возможность реализовать существенный выход нейтронов из дейтериевой плазмы с низким содержанием трития. Приводятся оценки параметров, необходимых для реализации источника термоядерных нейтронов на основе токамака. Обсуждаются требования к различным системам магнитного удержания применительно к предлагаемой концепции.

Рассматривается эффективность энергоустановки с учетом преобразования тепловой энергии. Применение газоохлаждаемого бланкета с твердым сырьевым материалом позволяет использовать один контур с замкнутой газотурбинной установкой аналогично схеме с высокотемпературным газоохлаждаемым реактором с шаровыми тепловыделяющими элементами. В качестве теплоносителя предпочтителен гелий, но не исключается применение других газов.

Литература

1. Chirkov A.Yu. Optimal parameters of fusion neutron sources with a powerful injection heating // Journal of Fusion Energy. 2015. V. 34. P. 528 – 531.
2. Chirkov A.Yu. Evaluation of the operational parameters for NBI-driven fusion in low-gain tokamak with two-component plasma // Nucl. Fusion. 2015. V. 55. 113027. (8 p)
3. Almagambetov A.N., Chirkov A.Yu. Power and sizes of tokamak fusion neutron sources with NBI-enhanced reaction rate // Journal of Fusion Energy. 2016. V. 35. P. 845 – 848.
4. Веснин В.Р., Чирков А.Ю. Оценка параметров источника термоядерных нейтронов на основе дейтериевой плазмы // ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез. 2018. Т. 41, вып. 2.   
   С. 34 – 40.
5. Chirkov A.Yu., Vesnin V.R. Deuterium-lithium plasma as a source of fusion neutrons // Journal of Physics: Conf. Series. 2017. V. 891. 012306 (4 p) <http://iopscience.iop.org/article/10.1088/1742-6596/891/1/012306>.