Токамак — наработчик ядерного топлива

Стрелков В.С., Днестровский А.Ю.

Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», г. Москва, Россия, Strelkov\_VS@nrcki.ru

В связи с ограниченными природными запасами делящихся изотопов в урановых и ториевых рудах (0,7% в урановой руде) с развитием энергопотребления в мире, в конце 21 века возникает потребность в «искусственном» производстве ядерного горючего путем облучения руды потоком 14,1 МэВ потоком термоядерных нейтронов [1, 2]. Для промышленного производства топлива по оценкам авторов [1] необходимая мощность нейтронного потока должна быть на уровне 1 ГВт, т.е. 4,4 × 1020 нейт/с, причем важной характеристикой является именно **полная интенсивность нейтронного источника,** размеры источника не имеют существенного значения. Важно сохранение этой цифры в среднем в течение года, источник может работать импульсно. Сейчас в качестве основного пути воспроизводства ядерного топлива предполагается использовать реакторы на быстрых нейтронах. В России есть опыт эксплуатации таких реакторов-бридеров. Однако в [2] утверждается, что эти реакторы производят большое количество тепла на один вновь рожденный атом делящегося изотопа. Их широкое, успешное использование приведет к необходимости изменения структуры всей отрасли атомной энергетики: существующие АЭС на тепловых нейтронах будут не рентабельны. Если рассматривать существующие термоядерные системы, то сегодня токамак больших размеров (R = 10 м, a = 2,5 м), работающий, только в режиме омического нагрева, способен непрерывно в течение суток генерировать со скважностью 0,8 нейтронные импульсы 2 × 1017нейтр/с. На 50% смеси дейтерия и трития. Длительность импульса нейтронов определяется запасом вольт-секунд магнитопровода и равна 30 с. Нет необходимости **добиваться зажигания** плазмы. Возможна работа в подкритическом режиме.

Важно для первого реального шага максимально использовать **проверенные и работающие** решения: Круглый шнур, магитопровод с железом (расход энергии на нагрев плазмы — минимален), управление только током, равновесием и плотностью. Графитовые лимитеры. На пути создания первого наработчика ядерного топлива токамак **не должен быть предметом исследований**. Мы используем результаты более чем полувековой работы. Такая машина будет нарабатывать 1 – 1,5 кг U235 в течение года. Для наработки топлива не требуется создания постоянного тока в токамаке, токамак работает как трансформатор с частотой масштаба 0,01 Гц. Расчеты показывают, что на втором этапе введение 100 МВт дополнительной мощности в ионную компоненту, приводят к росту потока нейтронов более чем в 200 раз, соответственно растет выход продукции. Использование ионного или электронного циклотронного нагрева не приведет к коренной модернизации установки: источники дополнительного нагрева располагаются вне тритиевой зоны установки. Удельная тепловая нагрузка камеры (дополнительный нагрев, джоулев нагрев и поток энергии уносимой альфа частицами) не превысит 0,15 МВт/м2 и может быть снята излучением без изменения конструкции камеры при температуре камеры 400°С.

Литература

1. Велихов Е.П., Ковальчук М.В., Азизов Э.А. и др. Термоядерный источник нейтронов для производства ядерного топлива. Атомная энергия, 1996, т. 114, с. 160 – 165
2. В.Ф. Цибульский, Е.А. Андрианова, В.Д. Давиденко и др. Преимущества производства новых делящихся изотопов для атомной энергетики в гибридных термоядерных реакторах. ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез, 2016, вып. 4 (в печати)