

Секция «Инновационное природопользование»

Повышение эффективности использования ядерного топлива в инновационных реакторах 4 поколения

Сироткина Александра Львовна

Студент

*СПбГПУ - Санкт-Петербургский государственный политехнический университет,
Энергомашиностроительный, Санкт-Петербург, Россия*

E-mail: sashulena991@inbox.ru

Современная ядерная энергетика в России и в мире строится на реакторах на тепловых нейтронах с водяным теплоносителем. Данная технология является безусловно надежной и отработанной, однако ее использование сопряжено с рядом проблем:

- открытый топливный цикл. Воспроизводство вторичного ядерного горючего в таких реакторах неэффективно (коэффициент воспроизводства, КВ, значительно меньше 1). Ежегодно образуется значительное количество отработанного ядерного топлива (ОЯТ), которое требует длительного хранения с созданием соответствующих условий (отвод остаточных тепловыделений, герметичность и пр.);

- низкая эффективность использования природного урана. Фактически, в реакторах на тепловых нейтронах "сгорает" только изотоп U-235, содержащийся в природном уране в количестве около 0.7%, остальное идет в отвал.

Эти два фактора вместе говорят о приближении ресурсного кризиса в атомной энергетике. Кроме того, атомные энергоблоки имеют достаточно низкий к.п.д. и низкую маневренность, что значительно снижает их конкурентоспособность по сравнению с тепловыми электростанциями на органическом топливе.

В рамках существующей технологической платформы изложенные выше проблемы решены быть не могут. Для их преодоления в России и во всем мире разрабатываются проекты поколения 4 [1-2].

Проблему ресурсного кризиса возможно решить при полномасштабном использовании реакторов на быстрых нейтронах (БР). Из-за большой энергонапряженности активной зоны в качестве теплоносителя для БР изначально были выбраны жидкие металлы (ЖМТ): натрий, свинец, эвтектика свинец-висмут. Каждый из этих теплоносителей имеет как свои преимущества, так и недостатки.

Относительно новой идеей является использование для охлаждения БР сверхкритической воды (ВВЭР-СКД). Спектр нейтронов в таком реакторе более мягкий, чем у БР, охлаждаемых ЖМТ; однако и в таком реакторе достижим $K_B = 1$, то есть полное воспроизводство ядерного горючего [3].

Инновационной идеей в использовании ядерного топлива является создание т.н. "пристанционного ядерного топливного цикла" (ПЯТЦ), реализуемого в рамках проекта "Прорыв" совместно с сооружением БР, охлаждаемого свинцом, - БРЕСТ-ОД-300 [4]. Основные положения проекта следующие:

- БРЕСТ - реактор с естественной безопасностью, т.е. за счет природных свойств и применяемых в конструкции решений исключены два класса наиболее тяжелых аварий - неуправляемый разгон реактора на мгновенных нейтронах и потеря теплоотвода от активной зоны;

- используется плотное нитридное топливо. Оно отлично совместимо с конструкционными материалами активной зоны и теплоносителем, обеспечивает оптимальный нейтронный баланс с полным воспроизводством. Запас реактивности - менее β (доли запаздывающих нейтронов);

- на площадке АЭС располагаются модули фабрикации и рефабрикации (МФР) топлива - ОЯТ после выдержки в приреакторном хранилище отправляется на переработку в МФР. Полученное регенерированное топливо отправляется обратно в реактор.

Т.о. при использовании данной технологии обращения с топливом:

- значительно уменьшается потребность в добыче ядерного топлива;
- значительно уменьшается количество отходов, их активность;
- значительно уменьшается "путь" наработанного плутония между "пунктами назначения АЭС, МФР и пр.

Литература

1. 1. Энергетическая стратегия России на период до 2030 года. // Прил. к обществ.-дел. журн. "Энергетическая политика".- М.: ГУ ИЭС, 2010. – 184 с.
2. 2. A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems // U.S. DOE Nuclear Energy Research Advisory Committee and the Generation IV International Forum. December 2002. 91 pages.
3. 3. Кириллов П.Л. Водоохлаждаемые реакторы на воде сверхкритических параметров (предложения по программе и путям развития работ) // Сборник трудов отраслевого научно-технического семинара «Реакторы на сверхкритических параметрах воды». - Обнинск: ФЭИ, 2007. – с.4 – 15.
4. 4. Глазов А.Г., Леонов В.Н., Орлов В.В. и др. Реактор БРЕСТ и пристанционный ядерный топливный цикл//Атомная энергия, 2007. Т. 103, вып. 1. С. 15-21.