

специальными упаковочными контейнерами для мелкогабаритных РАО и пластикатных покрытий, 3387 учётных единиц являются фрагментированными РАО, для транспортирования которых потребуется 29531 м.кв плёнки. Так же по результатам оценки были получены массо-габаритные параметры в разрезе всех видов РАО, которые составили: по металлоконструкциям 1746,9 м.куб общей массой 1748,7 тонн; по кабелю 147 м.куб общей массой 100,8 тонн; по пластикатному покрытию 117,9 м.куб общей массой 7 тонн; по перерабатываемым РАО 21,8 м.куб общей массой 6,4 тонны; по сжигаемым РАО 54 м.куб общей массой 10,4 тонны.

Получение полного перечня РАО позволяет максимально эффективно спланировать дальнейшую работу по обращению с РАО и позволяет рассмотреть полную картину масштаба проведения работ.

Данную модель можно применять при выполнении оценочных работ на объектах ядерно-топливного цикла, а также на различных промышленных и производственных объектах.

Список литературы:

1. Кузнецов В.М. Вывод из эксплуатации объектов ядерной энергетики – Российский зелёный крест, Москва, 2003, С. 4 - 15
2. Былкин Б.К., Шпицер В.Я. Проблема обоснования технической возможности демонтажа блоков АЭС – Тяж. Машиностр., 1992, №4, С. 11-12
3. НП-020-2000 «Сбор, переработка, хранение и кондиционирование твердых радиоактивных отходов. Требования безопасности».
4. НП-058-04 Безопасность при обращении с радиоактивными отходами. Общие положения.

Обзор реакторов разных поколений

Касаткин Д. Д.

ddk5@tpu.ru

Научный руководитель: ассистент Чурсин С.С., кафедры ФЭУ, ФТИ, Томский политехнический университет

Ядерная энергетика является одним из наиболее вероятных источников энергии, способным обеспечить необходимую потребность человечества, в случае отказа от добычи угля и нефти или в случае истощения последних ресурсов. Однако потенциал ядерной энергетики раскрыт не полностью. Первоочередным скачком в этой области должно стать замыкание ядерного топливного цикла, затем создание безопасных высокотемпературных ядерных установок, способных производить водород. На развитие ядерной технологии уйдет еще много времени, однако прогресс не стоит на месте.

Ключевым звеном в ядерной энергетике является ядерный реактор. История разработки и строения реакторов начинается после открытия цепной реакции деления ядер и активно развивается в наши дни. Первый реактор «Чикагская поленница-1» (CP-1) был построен в 1942 году группой физиков Чикагского университета под предводительством Энрико Ферми. Целью создания CP-1 являлось экспериментальная проверка возможности осуществления управляемой

самоподдерживающейся цепной ядерной реакции и подготовка к созданию промышленных реакторов для наработки оружейного плутония[1]. Первый ядерный реактор, построенный на территории СССР, был «Ф-1» (первый физический ядерный реактор, 1946 г.)[2]. Конструкция первого поколения реакторов включала основные компоненты современных ядерных реакторов: активную зону с делящимися материалами, замедлитель – графитовые стержни, поглотитель. Но из-за очень малой мощности (мощность СР-1 составляла 1 Вт, мощность Ф-1 составляла 20 Вт) и отсутствия системы охлаждения и биологической защиты первые реакторы могли работать кратковременно и малоэффективно.

Дальнейшие разработки ядерных реакторов позволили спроектировать и построить первые промышленные атомные электростанции: Обнинскую АЭС, Шиппингпортскую АЭС, АЭС Дрезден и другие. Реактор Обнинской АЭС «Атом Мирный» (АМ-1) был уран-графитовым канальным реактором с водяным теплоносителем, электрическая мощность которого составляла 5 МВт. Шиппингпортская АЭС имела водо-водяной реактор с водой под давлением. Мощность такого реактора составляла 68 МВт с первой конструкцией активной зоной (1957-1964), со второй – 100 МВт (1965-1974), с третьей – 236 МВт (1977-1982). Первый промышленный реактор с газовым теплоносителем CO_2 и графитовым замедлителем был Магнох, мощность которого была 24 МВт[3].

Развивающаяся мировая промышленность нуждалась в большем количестве энергии для стабильного производства и развития. Соответственно, теперь реакторы должны были иметь большую мощность. Так начали появляться реакторы второго поколения. Самый распространенный в мире тип водо-водяных реакторов – с водой под давлением PWR (Pressurized water reactor), в России – ВВЭР (водо-водяной энергетический реактор). Такой реактор имеет два контура, и электрическая мощность в среднем составляет 1000-1200 МВт, а КПД примерно 30%. Другой тип водо-водяных реакторов – кипящие водяные реакторы BWR (Boiling water reactor). BWR отличается от PWR тем, что генерируют пар непосредственно в активной зоне и не имеют для этого отдельных парогенераторов. Таким образом, они работают по одноконтурной схеме. Электрическая мощность действующих установок колеблется от 600 до 1300 МВт, а КПД примерно 30-35%. Существуют также тяжеловодные реакторы HWR. Одним из успешных энергетических установок является реактор CANDU. В таком реакторе используется природный уран, а электрическая мощность тяжеловодного реактора составляет 650 МВт, КПД составляет 30-32%. Следующий тип реактора второго поколения – это улучшенный реактор с газовым охлаждением AGR (Advanced gas-cooled reactor). В таком реакторе используется графит в качестве замедлителя нейтронов и углекислый газ в качестве теплоносителя. Электрическая мощность около 600 МВт, а КПД составляет 40%. Реакторы второго поколения имеют достаточно большую мощность, но относительно невысокий КПД и ряд других причин дают стимул улучшать и создавать более эффективные реакторы[4].

Третье поколение реакторов в основном является улучшением реакторов второго поколения. Например, улучшенный кипящий водяной реактор ABWR (Advanced Boiling Water Reactor) имеет электрическую мощность около 1500 МВт, а КПД 39%, что заметно выше, чем у PWR второго поколения. Следующий реактор третьего поколения – БН-800 – реактор на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем. Электрическая мощность 880 МВт и КПД составляет 42%[5].

Четвертое поколение реакторов – это реакторы, которое только разрабатывается и не имеет серийного производства. Но такие реакторы должны иметь большую

производительность, высокие температуры для добычи водорода, улучшенную безопасность. Планируется, что реакторы четвертого поколения будут работать на низкообогащенном уране, а топливо будет выгорать полностью. Сейчас ведутся разработки высокотемпературных газовых реакторов ВТГР или HTGR (High temperature gas cooled reactors).

Плюсы реакторов типа ВТГР:

- температура теплоносителя на выходе >900 °С;
- улучшенный уровень безопасности из-за стойкого к температуре топлива, инертного неагрессивного гелиевого теплоносителя;
- высокий КПД;
- возможность получать водород, вырабатывать электроэнергию и высокопотенциальное тепло в одном месте.

Недостатки реакторов типа ВТГР:

- высокие перепады температуры гелиевого теплоносителя на входе и на выходе;
- низкая теплопроводность и теплоемкость теплоносителя;
- сложность в регистрации утечки гелиевого теплоносителя;
- большие затраты энергии на прокачку теплоносителя;
- необходимы конструкционные материалы, которые способны работать в очень жестких условиях (высокая температура и большие потоки быстрых нейтронов).

Таким образом, очевидно, что создание реакторов четвертого поколения внесет большой вклад в развитие не только ядерных технологий, но и промышленности в целом, так как это открывает источник к ресурсам, которые получить в настоящее время проблематично. Помимо этого, новое поколения ядерных реакторов отвечает повышенным требованиям безопасности и экономичности. А так же, при создании таких установок возможно замыкание ядерного топливного цикла, что является большим скачком в развитии.

Список литературы:

1. E. Fermi. Experimental Production of a Divergent Chain Reaction // American Journal of Physics. – 1952. – Vol. 20. – P. 536.
2. Ларин И. И. Реактор Ф-1 был и остаётся первым // Наука и жизнь: Журнал. – М., 2007. – В. 8.
3. Петросьянц А.М. Ядерная энергетика. – М.: Наука, 1981. – 268 с.
4. Бойко В. И., Силаев М. Е. Ядерная энергия, ядерный топливный цикл и прикладные ядерные технологии. Ядерная энергия, ядерный топливный цикл и прикладные ядерные технологии: учебное пособие. – М.: МНТЦ, 2011. – 282 с.
5. Toshiba – Advanced Boiling Water Reactor – Introduction

Остекловывание - метод для иммобилизации радиоактивных отходов высокой активности

Катаева О.И., Ластовец Ю.В.

o.i.kataeva@gmail.com

*Научный руководитель: ассистент кафедры ФЭУ, Седнев Д.А.
Национальный исследовательский Томский политехнический университет*