

УДК 621.039.7:629.7.036.064

Оценка энергетической эффективности использования отработанного ядерного топлива в качестве источника энергии для космического захоронения радиоактивных расходов

Билько Ульяна Тимофеевна

bilkout@student.bmstu.ru

Егоркина Олеся Александровна^(*)

egorkinaoa@student.bmstu.ru

Онуфриев Валерий Валентинович

onufryev@bmstu.ru

Перевезенцев Владимир Васильевич

perevezentsev@bmstu.ru

МГТУ им. Н.Э. Баумана, Москва, Россия

Аннотация. Вопросы утилизации и захоронения радиоактивных отходов (РАО) в настоящее время являются одной из важных экологических проблем. Одним из способов улучшения экологической обстановки на Земле может стать космическое захоронение РАО, источником которых является отработанное ядерное топливо (ОЯТ). В работе рассмотрены вопросы энергетические аспекты использования ОЯТ в качестве первичного источника энергии для космического захоронения в режиме «самодоставка», выполнены оценки его эффективности, исследованы тепловые, проведены расчеты массоэнергетических характеристик.

Ключевые слова: отработанное ядерное топливо, тепловыделение, теплоноситель, холодильник-излучатель, эффективность преобразования энергии

Введение. За все время работы ядерных реакторов было произведено 370 тыс. т отработавшего ядерного топлива[1]. Большую часть из этой массы отходов можно использовать повторно, однако до сих пор отсутствует простое решение проблемы изоляции или переработки особо опасных РАО. Актиниды ^{241}Am , ^{244}Cm , ^{237}Np , ^{94}Tc и другие долгоживущие продукты деления, ^{129}I способны проникать через среды захоронения, активно воздействовать на человека через воду и пищу, имеют большой период полураспада и значительное удельное тепловыделение. По оценкам общая масса таких РАО в мире не превышает 200 т, а их ежегодный прирост составляет до 20 т. При таких масштабах становится вопрос о возможности эффективного космического захоронения данных отходов.

Материалы и методы; результаты. Тепло, выделяемое ОЯТ, можно преобразовывать в полезную электрическую энергию посредством, например, термоэлектрического генератора (ТЭГ), который будет питать энергодвигательную установку. Электрическая мощность в режиме «самодоставка» определяется тепловой мощностью смеси радионуклидов ОЯТ и КПД термоэлектрического генератора. В свою очередь, тепловая мощность смеси ОЯТ зависит от ее массы и удельного тепловыделения (усредненного по имеющимся радионуклидам). В процессе транспортировки тепловая мощность радионуклида, входящего в смесь ОЯТ, снижается по закону радиоактивного распада.

В работе рассмотрены энергетические характеристики отработанного ядерного топлива (на примере тепловыделяющего элемента — ТВЭЛ для реактора ВВЭР-440) [2]. На основе исходных данных по начальной тепловой мощности отработанного тепловыделяющего элемента, закону ее изменения во времени, условиям теплоотвода, параметрам теплового состояния на основе теплогидравлического расчета по моделям, приведенным в [3], определены характеристики теплоносителя (калий-натриевая эвтектика), обеспечивающие стабильное тепловое состояние ТВЭЛ как источника тепла для термоэлектрического преобразователя энергии. Обоснована необходимость регулирования скорости течения теплоносителя для поддержания неизменности температуры теплоносителя на выходе для обеспечения оптимального режима функционирования термоэлектрического преобразователя.

Заключение. В результате расчетного исследования получены данные по удельной тепловой и электрической мощности источника энергии на основе отработанного ТВЭЛ реактора типа ВВЭР-440, определены массоэнергетические и теплоэлектрические характеристики. Проведено сравнение с источниками на основе радионуклидов [3] (выделенных «энергетических» изотопов при утилизации ОЯТ — ТВЭЛ), даны рекомендации относительно возможности применения отработанного ТВЭЛ в качестве источника первичной энергии для космического захоронения радиоактивных отходов в режиме «самодоставка».

Список источников

- [1] Бекман И.Н. *Ядерная индустрия*. Курс лекций. Москва, Изд-во МГУ, 2005.
- [2] Шмелев В.Д., Драгунов Ю.Г., Денисов В.П., Васильченко И.Н. *Активные зоны ВВЭР для атомных электростанций*. Москва, Академкнига, 2004.
- [3] Кириллов П.Л. *Справочник по теплогидравлическим расчетам (ядерные реакторы, теплообменники, парогенераторы)*. Москва, Энергоатомиздат, 1990.
- [4] Онуфриев А.В., Дмитриев С.Н., Онуфриев В.В. Об особенностях транспортировки радиоактивных отходов на орбиты захоронения с помощью электроракетных двигательных установок. *Известия академии наук. Энергетика*, 2011, № 3, с. 129–138.