

Одним из наиболее важных критериев оценки реакторных установок для атомных станций малой мощности (АСММ) является длительность кампании ядерного топлива, которая в значительной степени определяет уровень автономности атомного энергоисточника [1].

В данной работе проводилось исследование влияния нуклидного состава топливной загрузки на длительность кампании ядерного топлива реактора малой мощности РИТМ-200.

Рассмотрены три типа топливной композиции в силюминовой матрице с содержанием делящегося нуклида равным 18,6 %: $(U^{238}+U^{235})O_2$; $(Th^{232}+U^{235})O_2$; $(Th^{232}+U^{233})O_2$. Изменение нуклидного состава измеряется через каждые 50 эффективных суток, при этом на каждом этапе производилась компенсация запаса реактивности карбидом бора. На рисунке 1 представлена зависимость запаса реактивности от длительности кампании ядерного топлива для различных топливных композиций.

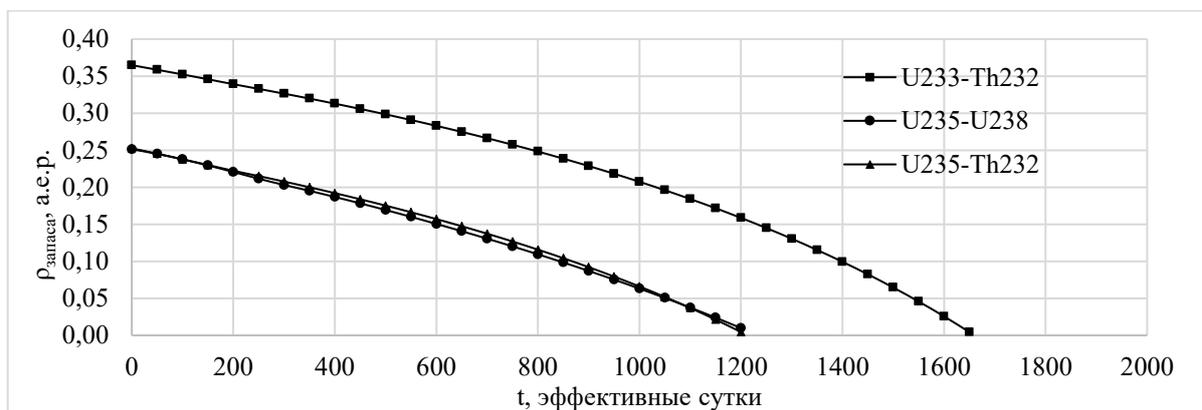


Рис.1. Изменение запаса реактивности в процессе кампании ядерного топлива различных композиций

Запас реактивности в начале кампании ядерного топлива для композиций $(U^{238}+U^{235})O_2$, $(Th^{232}+U^{235})O_2$ и $(Th^{232}+U^{233})O_2$ составил 0,251 а.е.р., 0,253 а.е.р., и 0,364 а.е.р., соответственно. Длительность кампании ядерного топлива составила 1200 эффективных суток для топливных композиций $(U^{238}+U^{235})O_2$ и $(Th^{232}+U^{235})O_2$ и 1650 эффективных суток для топливной композиции $(Th^{232}+U^{233})O_2$.

Таким образом, использование топливной композиции $(Th^{232}+U^{235})O_2$ вместо стандартной $(U^{238}+U^{235})O_2$ для данного реактора для увеличения длительности кампании ядерного топлива не имеет смысла. Использование же топливной композиции $(Th^{232}+U^{233})O_2$ позволяет увеличить длительность кампании ядерного топлива на 450 эффективных суток, что при КИУМ равном 0,65 позволяет работать без перегрузки ядерного топлива на ≈ 692 дня дольше.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Мельников Н.Н. Реакторные установки для энергоснабжения арктических регионов России: оценка приоритетности атомных энергоисточников / Мельников Н.Н., Гусак С.А., Наумов В.А. // Вестник Мурманского государственного технического университета. – 2017 – С. 21-30

ОЦЕНКА ПЛОТНОСТИ ПОТОКА ПОВРЕЖДАЮЩИХ НЕЙТРОНОВ В РЕАКТОРЕ ГТ-МГР

С.П. Кудеев, В.Н. Нестеров, С.В. Белявский

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: spk5@tpu.ru

В связи с высокими темпами развития атомной промышленности появляются всё новые требования, предъявляемые к энергетическим, исследовательским, коммерческим и другим ядерным реакторам.

Одним из вариантов, удовлетворяющих многим из этих условий, является газотурбинный модульный гелиевый реактор (ГТ-МГР), относящийся к высокотемпературным газоохлаждаемым реакторам (ВТГР). Отличительными особенностями ГТ-МГР являются потенциально довольно высокий КПД, повышенная безопасность по сравнению с ВВЭР, а также в потенциал использования торий-уранового и уран-плутониевого топливных циклов.

В настоящей работе проведён анализ нейтронно-физических свойств и проектных характеристик реактора ГТ-МГР, на основе чего подготовлены данные для решения уравнения диффузии нейтронов многогрупповым методом. Построен спектр плотности потока нейтронов итерационным методом, показавшим сходимость. Из полученного спектра определена плотность потока повреждающих нейтронов.

Проведена оценка изменения спектра плотности потока повреждающих нейтронов с течением кампании ядерного топлива, которая составила 1050 эффективных суток, что согласовывается с проектными данными в 1080 эффективных суток.

Определён выработанный ресурс реакторного графита в двух случаях: при отсутствии коэффициентов неравномерности плотности потока нейтронов по активной зоне и при наличии аксиального коэффициента неравномерности. При этом в первой ситуации графит марки ГР-280 практически вырабатывает свой ресурс, в связи с чем предложена концепция проведения перегрузки топливных блоков в середине кампании, что позволило снизить максимальный выработанный ресурс в обоих случаях примерно на 30 %: с 99,3 % до 67,3 % и с 79,5 % до 57,4 % при отсутствии и наличии аксиального коэффициента неравномерности соответственно.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССА ПЛАЗМОХИМИЧЕСКОГО СИНТЕЗА ТОПЛИВНЫХ ОКСИДНЫХ КОМПОЗИЦИЙ ДЛЯ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНЫХ ГАЗООХЛАЖДАЕМЫХ РЕАКТОРОВ

А.А. Кузнецова, А.Г. Каренгин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: aak264@tpu.ru

Одним из приоритетных направлений развития атомной энергетики в России является создание высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов для получения водорода в процессе паровой конверсии метана. Применяемое ядерное топливо в виде керамики из диоксида урана, обогащенного по изотопу уран-235, имеет низкую теплопроводность, высокую хрупкость и склонность к растрескиванию, короткий цикл использования (3-5 лет) и ограниченный ресурс по изотопу уран-235.

Перспективным является дисперсионное ядерное топливо (ДЯТ) в виде топливных оксидных композиций (ТОК), включающих оксиды делящихся металлов (уран, торий и др.), равномерно распределенных в оксидной матрице, имеющей высокую теплопроводность и малое поперечное сечение поглощения нейтронов [1].

Применяемые методы получения ТОК (раздельное получение и механическое смешение, «золь-гель» и др.) многостадийны, продолжительны, дают неравномерное распределение фаз, требуют использования химических реагентов, имеют высокие энерго- и трудозатраты.

Применение воздушной газоразрядной плазмы для плазмохимического синтеза ТОК из диспергированных водно-органических нитратных растворов (ВОНР) обеспечивает одностадийность, высокую скорость, равномерное распределение и требуемый состав фаз без дополнительного водородного восстановления [2].

В работе представлены результаты исследования процесса плазмохимического синтеза ТОК из диспергированных растворов ВОНР, включающих органический компонент (этанол, ацетон), водные нитратные