

Работа проводилась в программном комплексе SolidWorks с использованием предустановленного расширения Fluent Flow. Для оптимизации временных затрат, в работе были использованы две модели. Определение оптимального режима прокачки теплоносителя проводилось на топливной колонне. Полученные данные были использованы в модели активной зоны для оценки температурного распределения.

Результаты расчета показали, что при давлении газа 6 Мпа, скорость и температура теплоносителя на выходе из активной зоны равны 19,2 м/с и 1120 К, соответственно. Максимальная температура графита в активной зоне составляет 1577 К.

## ОПРЕДЕЛЕНИЕ ДЛИТЕЛЬНОСТИ КАМПАНИИ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА РЕАКТОРА ГТ-МГР

С.А. Березовский

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: [sab37@tpu.ru](mailto:sab37@tpu.ru)

В настоящее время перспективным направлением развития ядерной энергетики является увеличение длительности кампании ядерного топлива и исследование ядерных топливных циклов нового поколения [1].

В данной работе рассматривается влияние разных топливных композиций на длительность кампании ядерного топлива реактора ГТ-МГР (газовая турбина - модульный гелиевый реактор).

Изменение нуклидного состава измеряется через каждые 50 эффективных суток. Через каждые 50 эффективных суток происходит уменьшение концентрации бора, для того чтобы высвободить запасенную реактивность. Этот процесс продолжается, пока запас реактивности не станет меньше нуля.

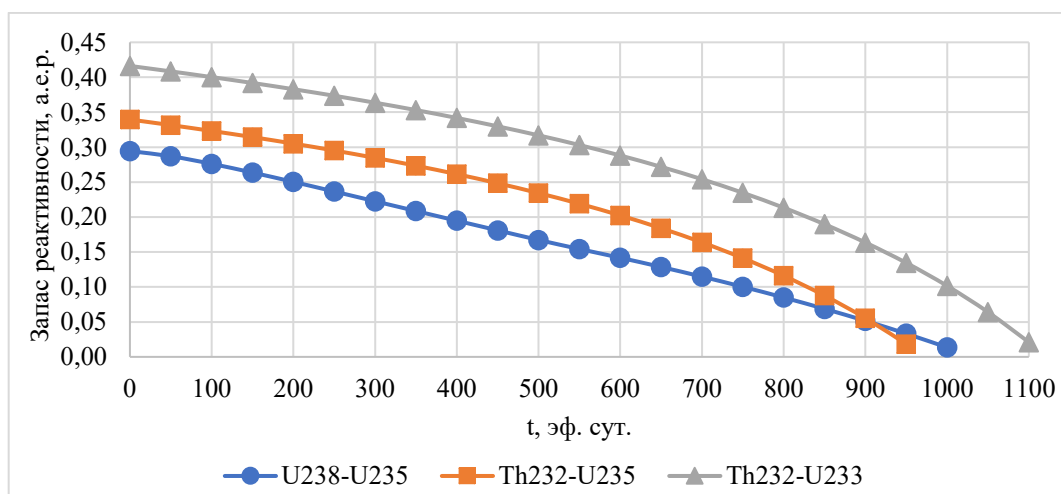


Рис.1 Изменение реактивности за время кампании ядерного топлива разных топливных композиций

Использование  $\text{Th}^{232}$  вместо  $\text{U}^{238}$  в качестве воспроизводящего материала позволило увеличить начальный запас реактивности на 4,5 %, т.к. сечение поглощения у  $\text{Th}^{232}$  меньше, чем у  $\text{U}^{238}$ , таким образом, быстрые нейтроны с более высокой вероятностью замедляются до тепловой группы, где поглотятся делящимся нуклидом. Однако длительность кампании ядерного топлива снизилась на 50 эффективных суток, это связано с тем, что  $\text{U}^{233}$ , образующийся в результате реакции захвата нейтрона ядром  $\text{Th}^{232}$ , по своим нейтронно-физическим свойствам уступает  $\text{Pu}^{239}$ . Данный изотоп плутония имеет большое микроскопическое сечение деления для тепловой области нейтронов и среднее число вторичных быстрых нейтронов на одно деление также выше, чем для  $\text{U}^{233}$ .

При использовании топлива  $\text{Th}^{232}\text{U}^{233}$  вместо  $\text{Th}^{232}\text{U}^{235}$  можно наблюдать повышение запаса реактивности на 7,67 % это связано с тем, что у  $\text{U}^{233}$  количество нейтронов, образующихся в результате деления больше, чем у  $\text{U}^{235}$  при примерно равных сечениях деления.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Нестеров В.Н. Обеспечение проектного значения глубины выгорания ядерного топлива высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов работоспособностью графита // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2013 – номер 2. – с. 133-159.

#### ФОРМИРОВАНИЕ АКСИАЛЬНОГО ПРОФИЛЯ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ В ВЕРТИКАЛЬНЫХ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ КАНАЛАХ БОЛЬШОГО ДИАМЕТРА

А.А. Фомин, Н.В. Смольников, А.Г. Наймушин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: aaf42@tpu.ru

Исследовательский ИРТ-Т реактор – это уникальное сооружение, на котором проводятся десятки экспериментов по облучению образцов. Высокая точность проведённых экспериментов обеспечивается в первую очередь за счёт обеспечения равномерности облучения, чтобы образцы получили одинаковый флюенс нейтронов. Соответственно, чем ниже коэффициент неравномерности нейтронного излучения, тем более равномерный профиль нейтронного излучения будет обеспечен.

В рамках работы была поставлена задача расчётно и экспериментально выровнять аксиальный профиль нейтронного излучения в вертикальных экспериментальных каналах большого диаметра. Расчётный этап включал создание модели в ПО MCU и проведение расчётов с использованием алюминиевого и кадмиевого фильтров. Алюминиевый фильтр использовался в качестве демонстрационного образца, так как он никак не повлияет на поток нейтронов, ввиду малого сечения поглощения.

Расчёт с использованием алюминиевого фильтра продемонстрировал работоспособность разработанной модели, а также определил аксиальный профиль нейтронного излучения ИРТ-Т. Коэффициент неравномерности при использовании алюминиевого фильтра равен 1,32. Расчёт с использованием кадмиевого фильтра подтвердил ожидаемое распределение, уменьшив коэффициент неравномерности до значения 1,23.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Шаймерденов А.А., Романова Н.К., Сайранбаев Д.С., Гизатулин Ш.Х. Особенности применения кадмия в качестве нейтронно-поглощающего экрана при легировании кремния в ядерном реакторе [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <https://journals.nnc.kz/jour/article/view/394/324> – 14.05.2022

#### ОБЕСКРЕМНИВАНИЕ АКТИВИРОВАННОГО В ВЧИ-ПЛАЗМЕ ЦИРКОНОВОГО КОНЦЕНТРАТА

Брянкин Д.В., Смороков А.А.

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

e-mail: [dvb43@tpu.ru](mailto:dvb43@tpu.ru)

Цирконий, как в составе соединений, так и в металлическом виде может использоваться в различных отраслях промышленности. Наиболее широкое применение цирконий получил в атомной энергетике и производстве высокотемпературной керамики. Однако производство циркония в России сильно зависимо от Евросоюза, Китая и Украины, откуда поступает до 80% обогащенных концентратов этого металла для его производства. При этом, Россия располагает крупной сырьевой базой, достаточной для обеспечения внутренних потребностей страны в циркониевом сырье [1].