

Рефабрикованный твэл был сделан из фрагмента штатного твэла ВВЭР-1000, отработавшего 6 топливных циклов на первом блоке Калининской АЭС до среднего выгорания 72 МВт·сут/кгU. Рефабрикованный твэл был сделан из сегмента исходного твэла с выгоранием 77 МВт·сут/кгU.

Расход пара создан с помощью некоторого количества воды в нижней части устройства и электронагревателей. Увеличение температуры твэла было реализовано с помощью роста мощности реактора. Параметры испытаний до момента разгерметизации оболочки соответствуют расчетным значениям. После разгерметизации твэла:

- средняя скорость нагрева оболочки до максимальной температуры 3 ... 5 К/с,
- максимальная температура оболочки - 1000 ... 1050 °С,
- охлаждение паром после останова реактора и выключения электрического нагревателя до температуры оболочки 800 °С,
- при достижении температуры оболочки 800 °С охлаждение водой снизу, обеспечивающее скорость уровня воды 10 ... 30 см/с.

Две раздутых области были обнаружены на оболочке твэла выше и ниже центральной дистанционирующей детали. В нижнем раздутии с разрывом оболочки длиной 6 мм и шириной раскрытия около 3 мм, топливо отсутствовало. Верхнее раздутие с меньшим раскрытием разрыва оболочки было заполнено топливом. Твэл разгерметизировался при температуре оболочки около 740°С. Твэл разгерметизировался в результате разрыва оболочки давлением заполняющего газа при диспергировании топлива через разрыв оболочки.

Посттестовые исследования включали профилометрию оболочки, гамма-сканирование твэла, фиксирование топлива в области раздутия и металлографические исследования поперечных сечений. Были измерены деформация оболочки и толщина оксидных слоев, оценены типичные размеры фрагментов топлива.

Главной особенностью поведения высоковыгоревшего топлива была повышенная фрагментация, которая привела к образованию мелких фрагментов топлива, к их перемещению и выходу через разрыв оболочки.

Выполнены посттестовые теплогидравлические расчеты по нескольким программам с моделированием ТЭП. Определены особенности измерения температуры оболочки твэла.

ДЛИТЕЛЬНОСТЬ КАМПАНИИ РЕАКТОРА КЛТ-40С ПРИ ИСПОЛЬЗОВАНИИ РАЗЛИЧНЫХ ЯДЕРНЫХ ТОПЛИВНЫХ ЦИКЛОВ

Д.Ф. Байбаков, А.В. Годовых, В.Н. Нестеров

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

e-mail: bibimoogle@gmail.com

В отдалённых регионах Российской Федерации необходимое энергообеспечение базируется на органическом топливе, что связано с большими затратами на постоянную поставку большого объёма топлива и экологическим ущербом окружающей среде. Оценки показывают, что для обеспечения энергией труднодоступных районов разумную альтернативу представляет ядерная энергетика [1–4]. Реакторная установка КЛТ-40С входит в состав плавучего энергетического блока атомной теплоэлектростанции малой мощности, предназначенной для снабжения удалённых районов тепловой и электрической энергией. Одним из

важных для экономичности показателей является время между поставками свежего топлива, что напрямую связано с длительностью кампании ядерного топлива.

В работе приведена методика определения эффективного коэффициента размножения нейтронов и коэффициента воспроизводства ядерного топлива для реакторной установки КЛТ-40С при рабочих параметрах. Представлены основные конструктивные особенности реактора, необходимые для расчёта.

Оценка длительности кампании ядерного топлива базировалась на динамике изменения эффективного коэффициента размножения нейтронов и коэффициента воспроизводства ядерного топлива. Данные коэффициенты получены с учётом взаимного влияния нуклидного состава ядерного топлива и спектра плотности потока нейтронов, полученного с помощью решения многогрупповых уравнений диффузии нейтронов итерационным способом.

При проектном содержании делящегося нуклида в топливе 18,6%, кампания ядерного топлива с использованием проектной топливной композиции $^{238}\text{U}+^{235}\text{U}$ составляет 2,2 календарных года, при использовании композиции $^{238}\text{U}+^{239}\text{Pu}$ кампания уменьшается на 24%, по сравнению с проектной загрузкой. Переход на ториевый ядерный топливный цикл показал увеличение длительности кампании ядерного топлива: для композиции $^{232}\text{Th}+^{235}\text{U}$ на 7%, для композиции $^{232}\text{Th}+^{233}\text{U}$ на 37%.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Драгунов Ю.Г., Шишкин В.А., Гречко Г.И., Гольцов Е.Н. Малая ядерная энергетика: задачи и ответы. // Атомная энергия. – 2011. – Т. 111. № 5. – С. 294–297.
2. Андреева-Андриевская Л.Н., Кузнецов В.П. Транспортабельные ядерные энергетические установки в международном проекте ИНПРО. // Атомная энергия. – 2011. – Т. 111. № 5. – С. 273–276.
3. Саркисов А.А. Новое направление развития – ядерная энергетика малой мощности. // Атомная энергия. – 2011. – Т. 111. № 5. – С. 243–245.
4. Сидоренко В.А. Задачи, проблемы и возможности создания ядерной энергетика малой мощности. // Атомная энергия. – 2011. – Т. 111. № 5. – С. 246–249.

ВЛИЯНИЕ ЖЕСТКОСТИ СПЕКТРА НЕЙТРОНОВ НА НАКОПЛЕНИЕ U233 В ВОДО-ВОДЯНОМ РЕАКТОРЕ

А.В. Бородач, Ю.Б. Чертков

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: vigoolka@gmail.com

Торий, подобно урану, является воспроизводящим материалом, и его можно использовать для получения делящегося материала, который в свою очередь может служить топливом для ядерного реактора. Нейтроны, возникающие в реакции деления, инициируемой ураном-235, могут также использоваться для получения нового делящегося материала, плутония-239 и урана-233, в результате их захвата воспроизводящим материалом, таким как, соответственно, уран-238 и торий-232. Это важно для расширения доступности делящегося материала, что делает ядерную энергию устойчивой. Основная проблема при получении больших количеств плутония-239 связана с распространением материала, так как плутоний-239 может использоваться для производства ядерного оружия [2].

В данной работе был проведен анализ накопления урана-233 при разной жесткости спектра нейтронов в водо-водяном реакторе.