

при выводе из эксплуатации ПУГР осуществляется путём надёжной изоляции РАО на территории размещения ПУГР, гарантирующей радиационную безопасность персонала, населения и окружающей среды на весь период потенциальной опасности РАО.

На стадии подготовки к реализации проекта и в ходе его реализации был выполнен ряд научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ, включающий лабораторные и макетные испытания, направленные на разработку технических решений по способу создания пункта консервации [1,2], технологий бесполостного заполнения пустот в шахте УГР [3], переработке извлекаемых РАО, контролю стабильности внутренних барьеров безопасности в пункте консервации и др. Все технические решения были опробованы на остановленном промышленном уран-графитовом реакторе ПУГР ЭИ-2 АО «ОДЦ УГР», что позволило получить практический опыт, позволяющий тиражировать технические решения при выводе из эксплуатации других остановленных ПУГР.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Izmetiev A., Pavliuk A., Kotlyarevsky S. Application of void-free filling technology for additional safety barriers creation during uranium-graphite reactors decommissioning // *Advanced Materials Research*. – 2015. – V.1084. – PP. 613-619.
2. Пат. 2580819 Российская Федерация, МПК (2014.01) G21F7/00, G21C 1/16. Способ вывода из эксплуатации уран-графитового ядерного реактора / А.М. Измestьев, Е.В. Захарова, А.О. Павлюк, С.Г. Котляревский, Е.В. Беспала. заявитель и патентообладатель АО «ОДЦ УГР» - №2015105922/07; заявл. 21.02.2015; опубл. 10.04.2016, Бюл. №10.
3. Пат. 2580817 Российская Федерация, МПК (2014.01) G21C 11/10. Способ бесполостного заполнения реакторных пространств при выводе из эксплуатации уран-графитового ядерного реактора / А.М. Измestьев, Е.С. Падерин, А.О. Павлюк, Е.В. Беспала, С.Г. Котляревский. заявитель и патентообладатель АО «ОДЦ УГР» - №2015112186/07; заявл. 05.04.2015; опубл. 10.04.2016, Бюл. №10.

ОЦЕНКА ДЛИТЕЛЬНОСТИ КАМПАНИИ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА РЕАКТОРА КЛТ-40С

А.А. Прец, А.Д. Сапар

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

e-mail: prets.anatoly@gmail.com

Российская Федерация в силу огромной по размерам и различной по климатическим условиям территории характеризуется неравномерностью заселения и различным уровнем экономического развития отдельных регионов. Энергообеспечение отдалённых регионов осуществляется автономными источниками на органическом топливе, поставки которого связаны с большими финансовыми затратами, а эксплуатация наносит серьёзный экологический ущерб окружающей среде. Одним из решений данного вопроса является промышленное производство и строительство унифицированных энергоблоков малой и средней мощности (электрическая мощность от 200 кВт до 600 МВт) для производства электричества и тепла на основе технологий атомного судостроения.

Соответственно одним из важных для экономической выгоды показателей является длительность кампании ядерного топлива, который в свою очередь определяется коэффициентами воспроизводства и размножения.

Для оценки размножающих и воспроизводящих свойств решалась многогрупповая система уравнений диффузии для критического ядерного реактора итерационным методом. В расчёте учитывались поправки на температуру нейтронного газа (700 К) и резонансную самоэкранировку.

Запас реактивности для активной зоны, загруженной свежим ядерным топливом, составило около 27%.

В работе определена концентрация ядер поглотителя (гадолиния) для обеспечения критического состояния реакторной установки, которая составила $2,97 \cdot 10^{18} \text{ см}^{-3}$.

Значение коэффициента воспроизводства на начало кампании реактора КЛТ-40С составило 0,1407.

Для оценки длительности кампании ядерного топлива определялись изменения нуклидного состава ядерного топлива и ядер поглотителя. В момент времени, когда в активной зоне концентрация поглотителя близка к нулю, а коэффициент размножения нейтронов близок к единице, считается, что кампания ядерного топлива закончилась. Длительность кампании топлива составила около 550 эфф. суток.

ОЦЕНКА НЕОПРЕДЕЛЕННОСТЕЙ РАСЧЕТОВ ВЫГОРАНИЯ ТОПЛИВА В ЯЧЕЙКЕ ВВЭР ПРИ СУТОЧНОМ ГРАФИКЕ МАНЕВРИРОВАНИЯ МОЩНОСТЬЮ

М.Н. Плевака, М.А. Увакин

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»,

Россия, г. Москва, Каширское ш., 31, 115409

E-mail: plevakamn1993@gmail.com

В настоящее время возможность работы в маневренном режиме нагрузки рассматривается как одно из перспективных конкурентных преимуществ современных проектов водо-водяных энергетических реакторов. Поэтому обоснование безопасности РУ при работе в маневренном режиме является актуальной задачей. Особенностью данного режима работы РУ является изменение мощности, которое, в свою очередь, приводит к постоянному изменению других нейтронно-физических и теплогидравлических параметров в ходе работы реактора. При расчете реакторных установок используются подготовленные библиотеки констант, которые, в свою очередь, рассчитывались для режима работы на мощности 100% в течение всей кампании. На самом же деле установки эксплуатируются на других уровнях мощности в зависимости от энергетической потребности. В связи с этим целесообразно проверить, насколько отличаются макроконстанты при номинальном и маневренном режимах. В данной работе решается задача оценки неопределенностей выгорания топлива и значений макроконстант в режиме маневрирования мощностью.

Расчеты проводились с помощью программного кода GETERA-93. Программа GETERA-93 предназначена для расчета реакторных ячеек любого типа. При расчете пространственно-энергетического распределения нейтронов методом вероятностей первых столкновений (ВПС) ячейка разбивается условно на конечное число зон, симметрично расположенных относительно центра этой ячейки. При решении задач расчета пространственно-энергетического распределения нейтронов в сложных ячейках, для которых неприменимо одномерное приближение (ячейка Вигнера-Зейтца), часто используется приближенная модель, в которой ячейка разбивается на фрагменты (подячейки), для которых предполагается применимым одномерное приближение. Связь между ячейками задается с помощью матрицы перетечек. В программе GETERA используется приближение азимутальной симметрии потока нейтронов в каждой ячейке, из которых состоит поляячейка.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Савандер В.И., Увакин М.А. Физическая теория ядерных реакторов. Лабораторный практикум. – Издательство МИФИ, 2008.
2. Белоусов Н.И., Савандер В.И. Программа GETERA, описание пользователя. – Отчет МИФИ, 1993.