

УДК 621.039.526

Влияние стратегии перегрузки горючего в быстрых реакторах на баланс горючего в двухкомпонентной ядерно-энергетической системе

ПОДПОРА Й. (Институт ядерных исследований, Свек, Польша)

В математической модели для оптимизации структуры ядерной энергетики вследствие большой сложности проблемы применено приближенное описание некоторых ее элементов. Представляет интерес определение влияния принимаемых упрощений при оптимизации системы на результаты расчетов.

В работе описана модель, которая учитывает эксплуатационные характеристики реакторов, разные схемы перегрузки горючего в реакторах и различные значения временных задержек в топливном цикле.

Расчеты выполнены для двух схем перегрузки горючего в радиальной зоне воспроизводства быстрых реакторов. В первой схеме горючее из внутренней области перегружается одновременно с перегрузкой в активной зоне через каждую третью остановку; во второй — через шестую. Во второй схеме во время каждой остановки выгружается горючее из всего объема радиальной зоны. Приняты следующие временные задержки на расхолаживание, переработку и изготовление новых твэлов: 200 и 400 сут. Проведены расчеты для двух двухкомпонентных систем. Одна система ТБС состоит из тепловых реакторов на уране (ВВЭР) и быстрых реакторов на плутонии, нарабатанном в тепловых реакторах. Вторая система (ББС) содержит быстрые реакторы, вводимые в строй в первый период работы системы и загружаемые высокообогащенным ураном, а затем переводимые на плутониевое горючее [1, 2].

На основании полученных результатов (потребность в ^{235}U в системе ББС определенной мощности, которую следует ввести в строй в интересующем интервале времени) можно заключить, что на величину выигрыша плутония в быстрых реакторах влияет не только их конструкция (доли отдельных компонент в активной зоне, величина зон воспроизводства), но и способ эксплуатации реактора, конкретная схема перегрузки горючего и величина временных задержек горючего в топливном цикле.

Разница потребности в ^{235}U для двух разных схем перегрузки горючего, в случае системы ТБС, небольшая, так как доли быстрых реакторов в мощности системы небольшая и эти реакторы вводились в строй в последние годы рассматриваемого периода времени.

(№ 804/7569. Статья поступила в Редакцию 26/IX 1973 г. Аннотация — 13/III 1975 г. В окончательной редакции — 13/III 1975 г. Полный текст 0,5 а. л., 4 рис., 2 библиогр. ссылки.)

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Подпора Й. Отчет 1458/XXIII Института ядерных исследований, Варшава, 1973.
2. Nitterberg, J. Report PP-223 Institut for Atomenergy.

УДК 621.039.511:621.039.519

Об определении начального запаса реактивности реактора

ВАЙМУГИН А. А., ГУРИН В. Н., ДУБОВСКИЙ Б. Г., РЯЗАНОВ Б. Г.

Начальный запас реактивности проектируемого реактора в большой степени определяет его кампанию и поэтому является одной из важных характеристик. В настоящей работе предлагается методика определения начального запаса реактивности реактора, основанная на коррекции констант решеток реактора по данным многозонных критических экспериментов, которые использовались для получения материального параметра исследуемой решетки по известным параметрам эталонной решетки и критической сборки в целом [1, 2]. В отличие от ранее использовавшихся методик анализа многозонных критических экспериментов здесь определяются не отдельные нейтронно-физические параметры решетки, а корректируются макроскопические константы (из которых можно получить необходимые характеристики реактора). Для апробирования методики была предпринята попытка определить начальный запас реактивности (в холодном состоянии) реактора Билибинской АЭС [3] с использованием результатов двухзонных критических экспе-

риментов на уран-графитовом стенде, в которых центральная зона имитировала решетки этого реактора. Эксперименты анализировались в двухгрупповом диффузионном приближении, для коррекции констант использовался алгоритм, развитый в работах [4, 5]. Показано, что коррекция констант по результатам многозонных критических экспериментов в данном случае в 1,3 раза уменьшила относительную погрешность расчета $K_{эф}$ критических сборок и в 1,2 раза — абсолютную погрешность предсказания запаса реактивности реактора. Запас реактивности, определенный по скорректированному набору констант, составил $(10,9 \pm 1,7)\%$, что хорошо согласуется с ранее опубликованным расчетным запасом $(10,4$ и 11% [6,3]) соответственно и измеренной величиной $(10,9 \pm 1,5)\%$ [6].

В заключение необходимо отметить, что метод обладает достаточной общностью. Однако в настоящей работе не исследован вопрос о применимости такого подхода к реакторам другого типа.