

Применение метода приведенных затрат для оценки эффективности использования ядерного горючего

А. В. ТАШЕВ, А. Я. КРАМЕРОВ

УДК 621.039.003

Определение топливной составляющей приведенных затрат для АЭС затрудняется вследствие дискретного характера потребления ядерного горючего, наличия неустановившегося режима в начальный период эксплуатации и одновременности затрат топливного цикла, каждая составляющая которых, кроме того, зависит от выбираемых характеристик реактора.

Чтобы преодолеть эти трудности и выработать единый способ подхода, следует пользоваться методом приведенных затрат в обобщенной форме. При этом удельные приведенные затраты на ядерное горючее определяются по формуле

$$z = \frac{\int_0^T C(t) e^{p(\tau-t)} dt}{\int_0^T N(t) e^{p(\tau-t)} dt}, \quad (1)$$

где $C(t)$, $N(t)$ — соответственно затраты и выработка энергии в единицу времени; t — время; τ — произвольный момент приведения; p — коэффициент приведения; T — расчетный период, охватывающий период осуществления затрат и срок службы АЭС.

На основе этой общей формулы и обоснованных допущений для частных случаев могут быть получены конкретные расчетные формулы. Формулу (1) можно использовать и для проверки строгости и области применимости уже существующих методов.

Для реактора без частичных перегрузок на основе формулы (1) получается следующее выражение:

$$z = \frac{c' - c''}{T} + p \frac{c' + c''}{2} \cdot \frac{1}{B\eta/T}, \quad (2)$$

где c' — издержки производства на 1 кг свежего ядерного горючего, приведенные к началу кампании; c'' — чистая выручка за 1 кг отработавшего горючего, приведенная к концу кампании; T — время кампании; B — глубина выгорания ядерного горючего; η — к. п. д. АЭС (нетто).

В работе указываются точный и приближенный способы расчета топливной составляющей для реактора с частичными перегрузками. Однако точный способ требует детальной информации о процессе выхода на стационарный режим, поэтому его можно применять только для проверочных расчетов. Приближенный способ основан на введении поправки к формуле (2) в виде сомножителя. Эта поправка может быть найдена на основе обобщения результатов точных расчетов.

(№ 402/5524. Статья поступила в Редакцию 4/VIII 1969 г., в окончательной редакции — 26/I 1970 г. Полный текст 0,5 а. л.)

Измерение эффективной температуры нейтронов в уран-графитовых реакторах

С. С. ЛОМАКИН, Т. С. МОРДОВСКАЯ, Г. Г. ПАНФИЛОВ,
В. И. ПЕТРОВ, П. С. САМОЙЛОВ, В. В. ХМЫЗОВ

УДК 621.039.524.2.034.3

Эффективную температуру нейтронов измеряли интегральным методом в исследовательском графитовом реакторе Ф-1 на природном уране и в реакторе Первой АЭС (г. Обнинск). Использовали активационные керамические детекторы из лютеция и марганца, выполненные в виде таблеток диаметром 8 мм. Для обработки применяли формализм Весткотта [1], измененный на случай детекторов конечной толщины. Калибровку детекторов проводили в графитовой призме с термализованным спектром нейтронов. Активность детекторов измеряли на сцинтилляционном γ -счетчике с кристаллом NaJ(Tl) и пересчетным прибором ПП-9,

имеющим интегральный дискриминатор, с помощью которого устанавливались соответствующие пороги. Измеренные активности насыщения детекторов, адмивное отношение и калибровочный коэффициент использовали для определения температуры нейтронов. Измерения в реакторе Ф-1 проводили в центре активной зоны. Температура нейтронов T_n , средняя по четырем измерениям с разными парами детекторов лютеций — марганец, составила $348 \pm 10^\circ \text{K}$.

Измерения на Первой АЭС производили в пустом технологическом канале; T_n оказалась равной $393 \pm 12^\circ \text{K}$.

На основе полученных экспериментальных данных и опытных данных, имеющихся в литературе по T_H для уран-графитовых систем, уточнено эмпирическое соотношение между температурой нейтронов T_H и температурой среды T_0 :

$$T_H = T_0 \left(1 + A \frac{\Sigma a (kT_0)}{\Sigma_s} \right),$$

где $A = 16,5$. Расчетное значение A по работе [2] для уран-графитовых систем составляет 11.

(№ 403/5549. Статья поступила в Редакцию 20/VIII 1969 г., аннотация — 2/II 1970 г. Полный текст 0,4 а. л., 3 табл., 11 библиографических ссылок.)

ЛИТЕРАТУРА

1. C. Westcott, AECL-1101 (1960).
2. R. Coueque et al. J. Nucl. Energy, 2, 153 (1956).

Экспрессный метод восстановления спектров быстрых нейтронов ядернофизических установок при измерениях пороговыми детекторами

В. С. ТРОШИН, Е. А. КРАМЕР-АГЕЕВ

УДК 539.1.074.8

Широко применяющийся в последнее время для восстановления спектров нейтронов метод Диркса * имеет недостатки. Наиболее существенный из них — ограниченное число детекторов, которые могут быть применены. В предлагаемом экспрессном методе восстановления в качестве исходных данных берутся значения интегральных потоков нейтронов $\Phi(E_i)$, определяемых с помощью эффективных сечений.

Рассматриваемый диапазон энергий разбивается на интервалы, внутри которых спектр представляется в виде экспоненты:

$$\Phi(E) = \Phi(E_{i+1}) e^{-\mu_i(E-E_{i+1})} \quad \text{для } E_i \leq E \leq E_{i+1}, \quad (1)$$

где $\Phi(E_{i+1})$ — значение спектра нейтронов на верхней границе интервала, а μ_i — постоянная.

Обработка начинается с последнего интервала. По двум известным значениям интегрального потока на этом интервале $\Phi(E_n)$ и $\Phi(E_{n+1})$ определяется значение спектра на границе интервала:

$$\Phi(E_n) = \frac{\Phi(E_{n+1})}{E_{n+1} - E_n} \ln \frac{\Phi(E_n)}{\Phi(E_{n+1})}. \quad (2)$$

Отношение значений спектров на границах i -го интервала связано со значением спектра на верхней границе интервала и разностью интегральных потоков зависимостью

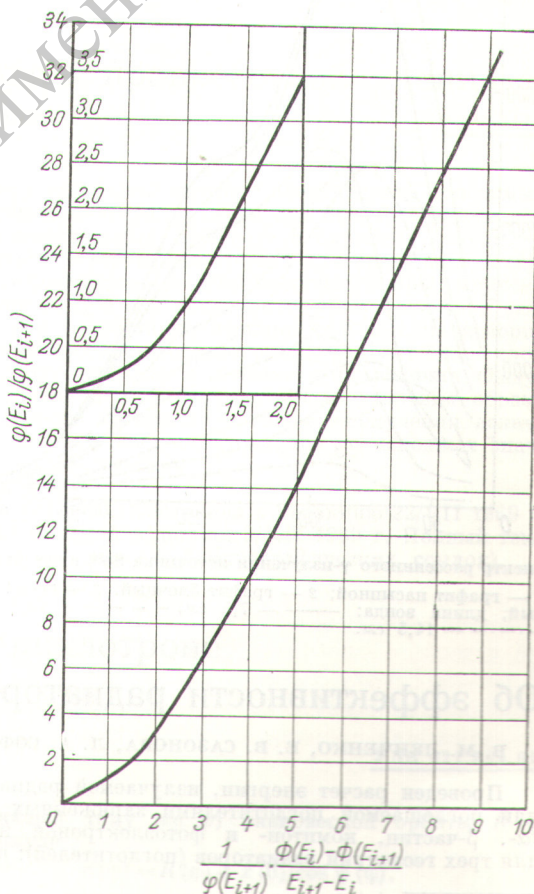
$$\frac{\Phi(E_i) - 1}{\ln \frac{\Phi(E_i)}{\Phi(E_{i+1})}} = \frac{1}{\Phi(E_{i+1})} \frac{\Phi(E_i) - \Phi(E_{i+1})}{E_{i+1} - E_i}. \quad (3)$$

Значение $\frac{\Phi(E_i)}{\Phi(E_{i+1})}$ может быть получено из номограммы, приведенной на рисунке.

В зависимости от набора детекторов можно использовать как произвольное разбиение на интервалы, так и разбиение, границы которого соответствуют эффективным порогам реакций. Оценки работоспособности

метода при восстановлении спектров различного вида показали, что:

- 1) наименьшая ширина интервала, при которой ошибка за счет неточности вычислений и графического



Номограмма для определения значений спектра на границах интервалов.

* R. Dierkx. Neutron Dosimetry, V I. Vienna, IAEA, 1963, p. 325.