# Письма в редакцию

## Многогрупповой расчет реактора атомной электростанции на быстродействующей электронной счетной машине «Стрела»

*В. А. Чуянов*

Многогрупповым методом, изложенным в работах [1], [2], были вычислены эффективный коэффициент размножения и поток нейтронов для модели гомогенного реактора атомной электростанции при загрузке, близкой к критической. В радиальном направлении реактор рассматривался как трехзонный, торцовые отражатели учитывались введением эффективных добавок по высоте. Предполагалось, что нейтроны деления моноэнергетические (с энергией 2 *Мэв*); резонансы в сечениях учитывались коэффициентом вероятности избежать резонансного захвата. Уравнения для всех групп нейтронов, кроме группы тепловых нейтронов, были получены интегрированием возрастного уравнения по рассматриваемому интервалу летаргии. Эффективный коэффициент размножения и пространственно-энергетическое распределение потока нейтронов вычислялись методом последовательных приближений. Разностные уравнения для каждой группы нейтронов решались методом разностной факторизации.

Для решения указанной задачи (а также других аналогичных задач) была составлена программа счета на электронной счетной машине «Стрела». Расчет одного значения эффективного коэффициента размножения с получением всех нейтронных потоков занимал около 6,5 *мин* (для пятигруппового варианта при расчете со 100 точками по радиусу). Чтобы достичь для $\kappa_{\text{эфф}}$ точности 0,01%, потребовалось 9 итераций. На рис. 1 показана скорость сходимости последовательных приближений, а на рис. 2 — результаты расчета $\kappa_{\text{эфф}}$ в зависимости от числа групп, используемых в расчете (от 2 до 20 групп). В этих расчетах число точек по радиусу равнялось 100.

Для оценки влияния способа разбивки на группы расчеты были проведены в шестигрупповом приближении. Оказалось, что разбивка на группы примерно равной величины (в единицах возраста нейтронов) слабо влияет на значение $\kappa_{\text{эфф}}$. На рис. 3 показано распределение потока тепловых нейтронов Ф, полученное с различным числом используемых в расчете групп.

При сравнении $\kappa_{\text{эфф}}=1{,}0751$, полученного в настоящей работе, со значением $\kappa_{\text{эфф}}=1{,}023$, приведенным в работе [1], следует иметь в виду разные модели реактора (в работе [1] использовалась двухзонная модель), а также то, что значение $\kappa_{\text{эфф}}$ в работе [1] получено после учета различных малых эффектов по методу возмущений.

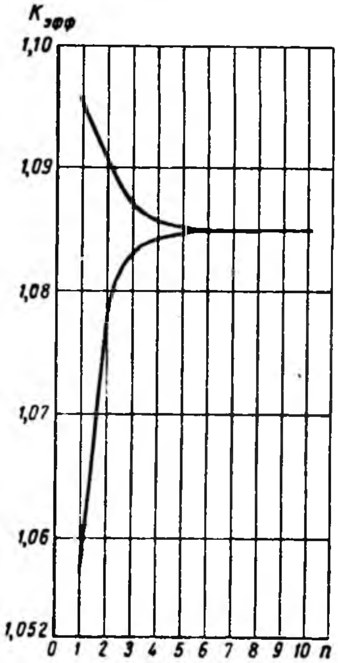

Рис. 1. Зависимость верхней и нижней границ $\kappa_{\text{эфф}}$ ($r$) от числа итерации $n$ (5 групп, 15 расчетных точек по радиусу).

В нашем случае учет более сильного (в 1,5—2 раза) поглощения тепловых нейтронов в отражателе по сравнению со случаем, рассмотренным в работе [1], привел к уменьшению максимума распределения тепловых нейтронов.

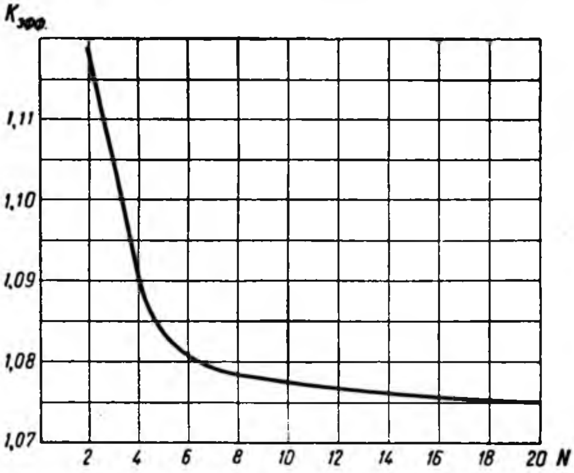

Рис. 2. Зависимость $к_{эфф}$ от $N$—числа групп, используемых в расчете.

**Характеристики зон реактора**

| | Зона I ($r=0\div52$ *см*) | Зона II ($r=52\div77$ *см*) | Зона III ($r=77\div147$ *см*) |
|---|---|---|---|
| Коэффициент размножения* . . . | 1,3938 | 0 | 0 |
| Длина замедления, *см* . . . . . . . | 15,467 | 18,644 | 17,974 |
| Длина диффузии тепловых нейтронов, *см* . . . . . | 8,2039 | 42,732 | 54,138 |

---

* Определен в двадцатигрупповом приближении.

В таблице даны характеристики зон реактора, причем для всех трех зон была принята эффективная высота реактора $H_{эфф}=223{,}2$ *см* (рис. 4).

Сравнение с теоретическим и экспериментальными распределениями плотности тепловых нейтронов по радиусу реактора, представленными в работах [3] и [4], произвести, к сожалению, невозможно, так как они относятся к другим загрузкам и режимам работы реактора.

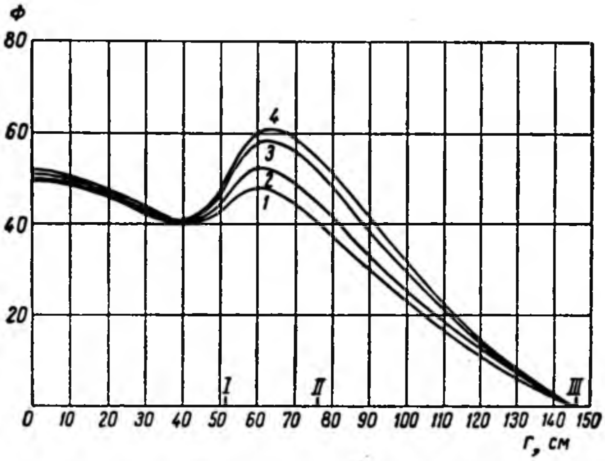

Рис. 3. Распределение потока тепловых нейтронов: *1,2,3,4*—расчеты соответственно с 2, 3, 5, 20 группами; *I,II,III*—границы зон реактора.

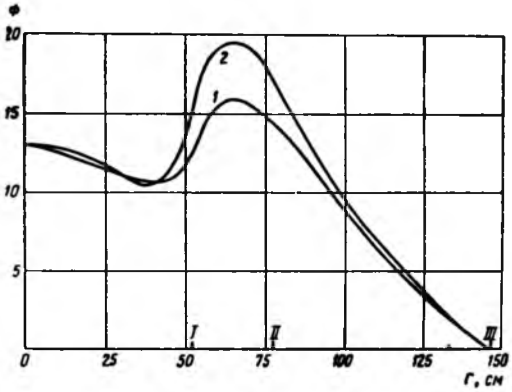

Рис. 4. Пространственное распределение потока тепловых нейтронов: *1*—по данным настоящей работы (20 групп); *2*—по данным работы [1]; *I,II,III*—границы зон реактора.

Автор выражает благодарность Е. С. Кузнецову, по инициативе и под руководством которого была выполнена работа, и Г. И. Марчуку за ценные указания при обсуждении результатов, а также О. К. Турчанинову за помощь в проведении счета на машине и оформлении статьи.

Поступило в Редакцию 24/IV 1959 г.

## ЛИТЕРАТУРА

1. Г. И. Марчук. Атомная энергия, № 2, 11 (1956).
2. Г. И. Марчук. Сб. «Физика и теплотехника реакторов». Приложение № 1 к журналу «Атомная энергия», 1958, стр. 7.
3. Д. И. Блохинцев, Н. А. Николаев. Реакторостроение и теория реакторов. Доклады советской делегации на Международной конференции по мирному использованию атомной энергии (Женева, 1955). Изд-во АН СССР, 1955, стр. 3.
4. Д. И. Блохинцев, М. Е. Минашин, Ю. А. Сергеев. Атомная энергия, № 1, 24 (1956).