

Гомогенная критическая сборка с профилированной загрузкой горючего

А. К. Красин, Е. И. Инютин

Гомогенные критические сборки наиболее полно отвечают предположениям теории, на которых основываются аналитические методы расчета реакторов с профилированной загрузкой горючего [1—4].

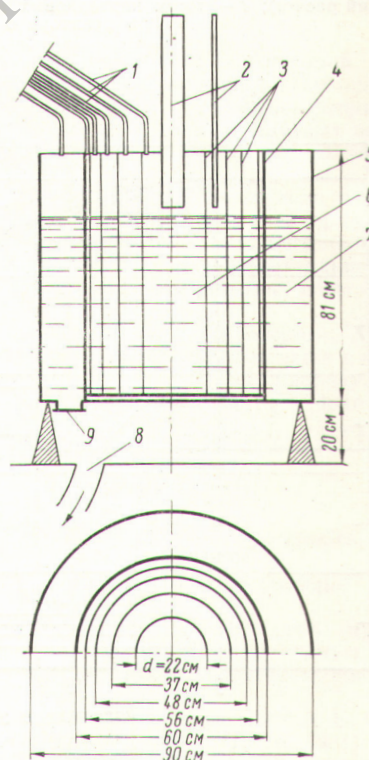
В работе [5] описана критическая гомогенная сборка с выравненным потоком тепловых нейтронов; примерно в то же время авторами была создана гомогенная критическая сборка с профилированной загрузкой горючего, преследующей цель выравнивания энерговыделения в активной зоне.

Критическая сборка (см. таблицу и рис. 1) представляла собой шестизонный цилиндрический реактор нулевой мощности. Активная зона 6 реактора была разделена на пять коаксиальных областей; шестая (внешняя) зона выполняла роль физически бесконечного отражателя 7. Зоны отделялись одна от другой перегородками 3 из алюминия толщиной 1 мм. Алюминиевый бак 4 активной зоны 6 был вставлен в бак 5 из нержавеющей стали; между ними находился боковой водяной отражатель толщиной 15 см. Бак активной зоны имел толщину стенки 3 мм. Верхний отражатель отсутствовал. Нижний отражатель состоял из алюминия и нержавеющей стали толщиной 3 и 5 мм соответственно. Реактор помещался на высоте 20 см от бетонного пола.

Делящийся материал (уран 90%-го обогащения) использовался в виде водного раствора уранил-нитрата $UO_2(NO_3)_2$, подкисленного азотной кислотой. По полиэтиленовым трубопроводам 1 растворы с разной концентрацией горючего поступали в соответствующие зоны реактора. Количество раствора, заливаемого

в каждую зону, было пропорционально площади этой зоны, благодаря чему уровень раствора во всех зонах поддерживался одинаковым.

Радиальное распределение потоков нейтронов по центру активной зоны измерялось индиевыми индикаторами. Индикаторы располагались таким образом, чтобы можно было лучше выявить краевые эффекты на границах между зонами. Во всех зонах критической сборки значение отношения концентрации ядер



Характеристики критической сборки

Данные эксперимента		Данные, принятые в расчете
Внешний радиус зоны, см	Плотность горючего, г $U^{235}/л$ раствора	Плотность горючего, г $U^{235}/л$ раствора
11	22	23
18,5	23,5	
24	27,4	27,4
28	35,7	35,7
30	43	43
45	0	0

Рис. 1. Схема критического эксперимента:
 1 — полиэтиленовые трубопроводы; 2 — органы регулирования и аварийной защиты; 3 — перегородки между зонами; 4 — бак активной зоны; 5 — бак критической сборки; 6 — активная зона; 7 — отражатель; 8, 9 — аварийный слив отражателя.

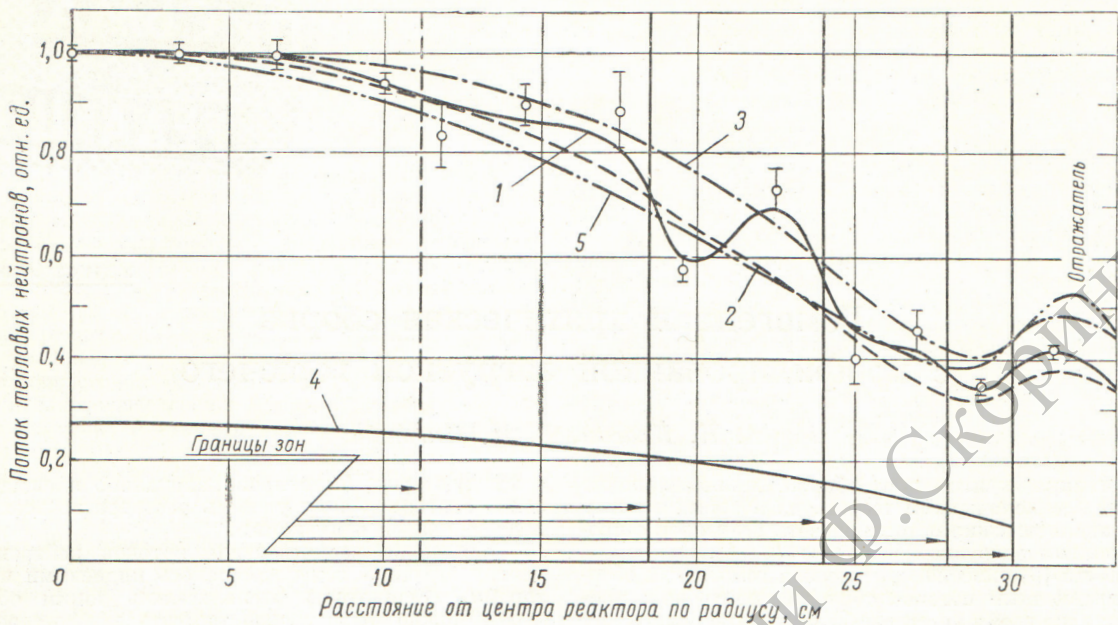


Рис. 2. Распределение потоков нейтронов:

1 — поток тепловых нейтронов (эксперимент); 2 — то же (расчет в P_1 -приближении); 3 — то же (электро моделирующий расчет); 4 — поток надтепловых нейтронов (расчет в P_1 -приближении); 5 — поток тепловых нейтронов в реакторе с равномерным распределением горючего.

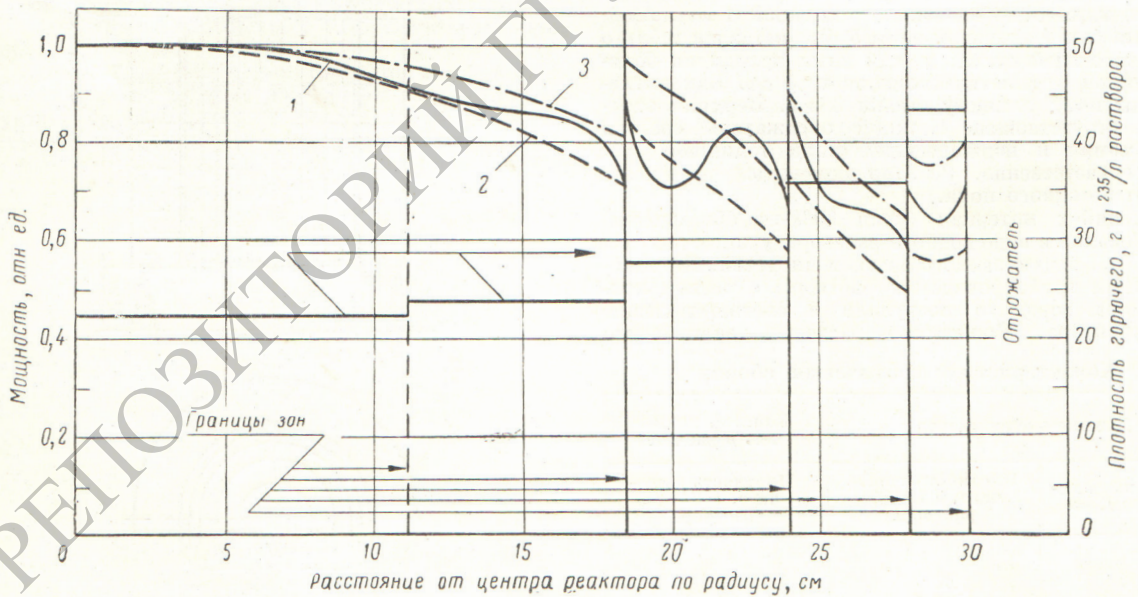


Рис. 3. Распределение горючего и энерговыделения:

1 — энерговыделение (эксперимент); 2 — то же (расчет в P_1 -приближении); 3 — то же (электро моделирующий расчет).

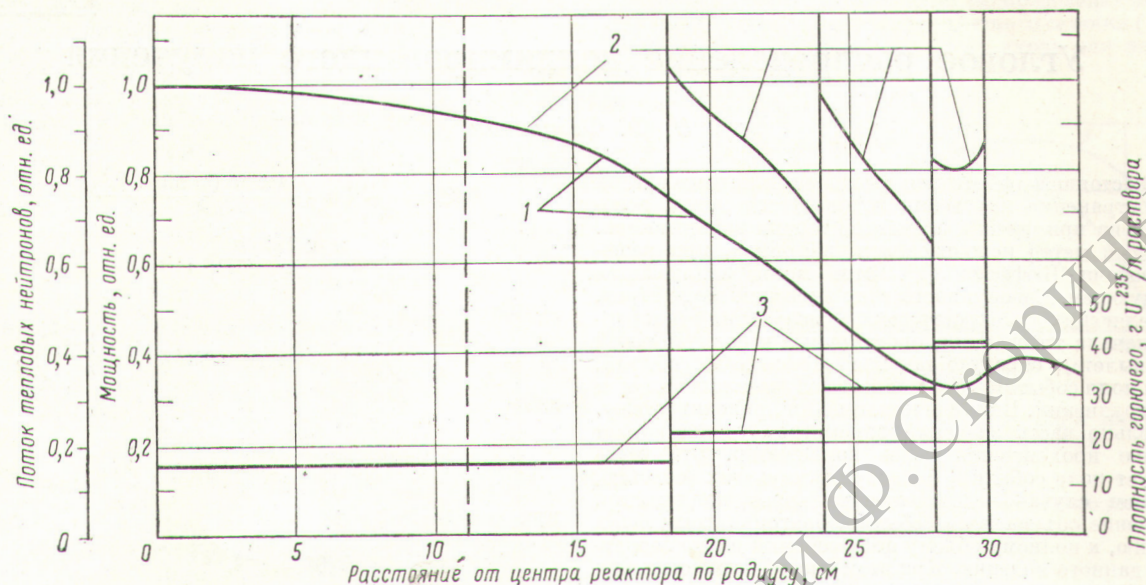


Рис. 4. Распределения потока тепловых нейтронов (1), энерговыделения (2) и плотности горючего (3), соответствующие постоянной средней мощности, выделяющейся в единице объема активной зоны.

водорода к концентрации ядер U^{235} было велико, поэтому относительное энерговыделение по радиусу активной зоны принималось равным произведению потока тепловых нейтронов на концентрацию горючего в зоне.

Условия проведения эксперимента позволили определить лишь суммарную активацию индических индикаторов (тепловыми и надкадмиевыми нейтронами). Поправка на активацию надкадмиевыми нейтронами вводилась расчетным путем с использованием данных работы [6]. Ошибка определения этой поправки оценивается в $\pm 10\%$.

Реактор достиг критичности при высоте активной зоны $39,6 \pm 0,1$ см, что соответствует критической загрузке 3250 ± 30 г U^{235} .

Результаты измерений радиального потока нейтронов показаны на рис. 2. На опыте было установлено наличие «всплесков» в распределении тепловых нейтронов, что является характерной особенностью многозонных систем. Эти всплески наблюдались в зонах с меньшей концентрацией урана, играющих роль своеобразного отражателя по отношению к зонам с большей концентрацией урана.

Распределение делений (энерговыделение) по радиусу показано на рис. 3. Коэффициент неравномерности энерговыделения равен 1,19.

На основании экспериментальных данных и в предположении слабого изменения поля тепловых нейтронов был оценен закон профилирования, который должен привести к примерно постоянному среднему энерговыделению по радиусу реактора. Расчет подтвердил справедливость произведенной оценки. На рис. 4 показаны распределения потока тепловых нейтронов и энерговыделения для данного случая.

На рис. 2 и 3 сравниваются результаты численного и электромоделирующего расчетов с экспериментальными данными. Численный расчет проводился 18 груп-

пами в P_1 -приближении по пятizonной программе. При расчете первая и вторая зоны реактора объединялись в одну с некоторой средней концентрацией горючего. Возмущающее действие алюминиевых перегородок, а также наличие в растворе азота при расчетах не учитывались.

Расчеты показали меньшую степень выравнивания энерговыделения по сравнению с экспериментом. Расчетные кривые потока тепловых нейтронов отражают усредненный характер экспериментальной кривой, сглаживая локальные возмущения потока тепловых нейтронов.

Авторы благодарят Б. Г. Дубовского, А. П. Смирнова-Аверина и А. В. Камаева за помощь в осуществлении эксперимента, а также И. И. Сидорову, В. П. Коцержина и И. П. Маркелова за проведение расчетов.

Поступило в Редакцию 15/VII 1964 г.

ЛИТЕРАТУРА

1. G. Goertzel, W. Loeb. *Nucleonics*, 12, No. 9, (1954).
2. F. Winterberg. *Atomkernenergie*, No. 11/12, (1957).
3. Ф. Винтерберг. Доклад 1055, представленный ФРГ на Вторую международную конференцию по мирному использованию атомной энергии (Женева, 1958).
4. Н. Н. Пономарев-Степной, Е. С. Глушков. «Атомная энергия», 11, 19 (1961).
5. Каллихан, Морфитт, Томас. Доклад 834, представленный США на Первую международную конференцию по мирному использованию атомной энергии (Женева, 1955).
6. Д. Дреснер. Резонансное поглощение в ядерных реакторах. М., Госатомиздат, 1962.