

УДК 621.039.51

## Сравнение расчетов двумерной модели быстрого реактора

ВОРОПАЕВ А. И., ЧУХЛОВА О. П., ВАНЬКОВ А. А., КУДРЯШОВ Л. Н., НИКОЛЬСКИЙ Р. В.

В 1976 г. Европейско-американским комитетом по реакторной физике (NEACRP) была выработана спецификация двумерной ( $R - Z$ ) тестовой модели быстрого реактора мощностью 1200 МВт (эл.) для сравнения полученных в разных странах основных физических характеристик, определяющих экономику и безопасность проектируемых коммерческих быстрых реакторов с натриевым теплоносителем [1].

Активная зона объемом  $10 \text{ м}^3$  содержит две равновеликие подзоны разного обогащения. Высота активной зоны 102 см. Объемные доли топлива, натрия и стали: 41, 38 и 21%. Топливо — гомогенная смесь  $\text{UO}_2 - \text{PuO}_2$ . Изотопный состав плутония следующий: 67,8 %  $^{239}\text{Pu}$ ; 19,4 %  $^{240}\text{Pu}$ ; 10,3 %  $^{241}\text{Pu}$ ; 2,5 %  $^{242}\text{Pu}$ . Толщина торцового экрана 33 см, бокового — 47 см. Сырьевой материал — окись отвалного урана. Расчетная модель соответствует началу работы реактора на мощности, т. е. в реакторе отсутствуют продукты деления и плутоний в экранах.

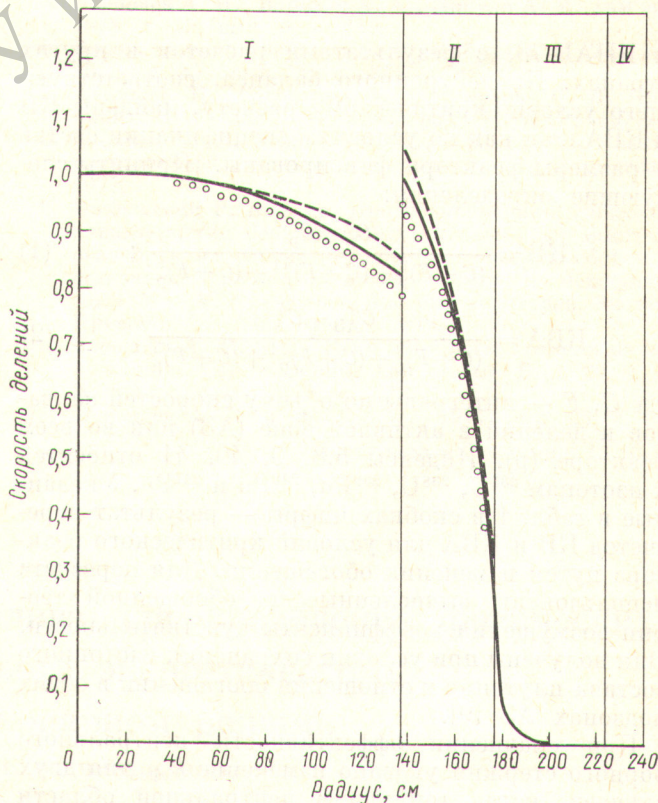
Систематизация расчетов, поступивших из разных стран, проведена в Аргоннской национальной лаборатории [2]. Результаты расчетов этой тестовой модели по системе констант БНАБ-70, представленные СССР, изложены в работе [3]. Там же дано более подробное описание модели и деталей расчета.

В настоящее время в практике расчетов быстрых реакторов в СССР начинает широко использоваться новая система констант БНАБ-78 [4], базирующаяся на последних оценках микроскопических ядерных данных и согласованная с результатами основных экспериментов по балансу нейтронов на урановых и плутониевых критических сборках. Поэтому представляют интерес тестовые расчеты с использованием этой системы констант и их сравнение с аналогичными расчетами по другим системам. Такое сравнение для сферической тестовой модели реактора проводилось в работах [5,6]. Ниже представлены результаты для двумерной тестовой модели большого реактора-размножителя (модель NEACRP).

Приведенные результаты расчетов по БНАБ-70 и БНАБ-78 получены с помощью вычислительной системы НФ-6 [7], в которой реализованы

конкретные алгоритмы подготовки групповых макроскопических констант. Учет эффекта резонансной самоэкранировки и расчет сечения замедления сделаны в определенных приближениях. Погрешность за счет этих приближений оценивается (см., например, [8]) такими значениями:  $\pm 0,5\%$  для  $k_{\text{эф}}$ ;  $\pm 0,03$  для физического коэффициента воспроизводства реактора (КВ) и коэффициента воспроизводства активной зоны (КВА);  $\pm 10\%$  для коэффициентов реактивности.

В табл. 1 и на рисунке сравниваются результаты расчетов тестовой модели, проведенные в СССР с использованием системы констант БНАБ-70



Распределение плотности тепловыделения в центральной плоскости реактора: I — зона малого обогащения; II — зона большого обогащения; III — боковой экран; IV — отражатель из стали и натрия; — — СССР (БНАБ-78); — — США; ○ — Франция



Таблица 1

## Сравнение расчетов основных физических характеристик тестовой модели быстрого реактора

| Страна                                      | Параметры критичности и воспроизводства |             |             | Эффективность центрального борного стержня, % $k_{эф}$ |                       | Эффект удаления натрия, % $k_{эф}$ |  |  | Изменение $k_{эф}$ при нагреве топлива от 1100 К до 2200 К, % |   |
|---|---|-------------|-------------|--|-----------------------|------------------------------------|--|--|---|---|
|   | $k_{эф}$                                | КВ          | КВА         | по отношению к топливу                                 | по отношению к натрию | из зоны малого обогащения          | из всей активной зоны и торцового экрана | из всей активной зоны и торцового экрана «горячего» реактора | исходная композиция   | при удалении натрия из активной зоны и торцового экрана |
| СССР:                                       |   |             |             |  |                       |                                    |  |  |   |   |
| БНАБ-70                                     | 1,009                                   | 1,48 (1,50) | 1,06 (1,07) | -0,47  | -0,39                 | 1,9                                | 1,7                                      | 2,0  | -0,65   | -0,34   |
| БНАБ-78                                     | 1,012                                   | 1,39 (1,42) | 0,98 (0,99) | -0,37  | -0,31                 | 2,1                                | 2,0                                      | 2,2  | -0,58   | -0,36   |
| Англия                                      | 1,022                                   | 1,36 (1,42) | 0,95 (0,97) | -0,40  | -0,33                 | 2,1                                | 2,1                                      | 2,4  | -0,74   | -0,45   |
| США   | 0,993                                   | 1,39 (1,37) | 0,99 (0,98) | -0,33  | -0,28                 | 2,4                                | 2,4                                      | 2,7  | -0,71   | -0,46   |
| Франция                                     | 1,013                                   | 1,39 (1,42) | 0,98 (0,99) | -0,38  | -0,36                 | 2,2                                | 2,2                                      | 2,5  | -0,71   | -0,48   |
| ФРГ   | 1,024                                   | 1,36 (1,42) | 0,96 (0,98) | -0,40  | -0,34                 | 2,0                                | 1,9                                      | 2,1  | -0,65   | -0,42   |
| Япония                                      | 1,014                                   | 1,36 (1,39) | 0,96 (0,97) | -0,32  | -0,26                 | 2,4                                | 2,5                                      | 2,7  | -0,78   | -0,53   |
| Среднее значение по зарубежным лабораториям | 1,013                                   | 1,37 (1,40) | 0,97 (0,98) | -0,37  | -0,31                 | 2,3                                | 2,2                                      | 2,5  | -0,72   | -0,47   |

Примечание. Цифры в скобках — результат для условий критического реактора (см. текст).

и БНАБ-78, с результатами расчетов в других странах. Из нейтронного баланса, соответствующего условно-критическому расчету, найдены КВ и КВА, так как по условиям спецификации состав и размеры реактора фиксированы. Приняты следующие определения:

$$КВ = \frac{C_p^8 + C_p^{40}}{(C+F)_p^9 + (C+F)_p^{41} + (C+F)_p^5}; \quad (1)$$

$$КВА = \frac{C_{AZ}^8 + C_{AZ}^{40}}{(C+F)_p^9 + (C+F)_p^{41} + (C+F)_p^5}, \quad (2)$$

где  $C$ ,  $F$  — интегралы по объему скоростей захватов и делений в активной зоне (АЗ) или во всем реакторе (р). Индексы 5, 8, 9, 40, 41 относятся к изотопам  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$  и  $^{241}\text{Pu}$ . Указанные в табл. 1 в скобках цифры — результат пересчетов КВ и КВА для условий критического реактора путем изменения обогащения. Для пересчета использованы вычисленные по обобщенной теории возмущения коэффициенты чувствительности. Они получены при условии сохранения изотопного состава плутония и отношения обогащений в обеих подзонах АЗ [9].

При сравнении эффективности центрального борного стержня указано изменение  $k_{эф}$  для двух случаев, когда топливо в центральной области реактора ( $R = 7,2$  см;  $H = H_{AZ}$ ) заменено на борный стержень и когда борный стержень помещен в центральную область, заполненную натрием. Здесь же даны результаты расчетов изменения

$k_{эф}$  при удалении натрия из различных частей реактора. «Горячему» реактору соответствуют сечения изотопов урана и плутония при 2200 К (для всех предыдущих вариантов  $T = 1100$  К).

Далее в табл. 1 сравниваются расчеты изменения  $k_{эф}$  при нагреве топлива АЗ от 1100 до 2200 К. Цифры в предпоследней колонке соответствуют исходной композиции, в последней — реактору, из активной зоны и торцового экрана которого удален натрий.

На рисунке показано распределение плотности тепловыделения (без учета  $\gamma$ -излучения) в центральной плоскости реактора. Расчет по БНАБ-70 практически совпадает с расчетом по БНАБ-78 (максимальное различие не превышает 3%). Результаты расчетов США и Франции являются граничными, между которыми находятся результаты других стран.

На основании сказанного можно сделать следующие выводы.

1. Переход от системы констант БНАБ-70 к системе БНАБ-78 привел к уменьшению КВ на 0,08, что целиком обусловлено уменьшением воспроизводства в активной зоне. Эффективный коэффициент размножения изменился незначительно (+0,3%  $k_{эф}$ ). Эффективность центрального борного стержня уменьшилась приблизительно на 25%. Более положительным стал натриевый пустотный эффект. Изменения КВ, КВА и  $k_{эф}$  хорошо согласуются с выводами, вытекающими из анализа экспериментов на больших плу-



Таблица 2

Сравнение оценок погрешности расчета физических параметров большого быстрого реактора

| Параметр                           | Исходя из погрешностей ядерных данных | Максимальный разброс результатов тестового расчета |
|------------------------------------|---------------------------------------|--|
| $k_{эф}$                           | $\pm 2 \%$                            | 2,7 %  |
| КВ                                 | $\pm 0,06$                            | 0,05   |
| Эффективность борного стержня      | $\pm 10 \%$                           | 20 %   |
| Удаление натрия                    | $\pm 30 \%$                           | 30 %   |
| Нагрев топлива                     | $\pm 30 \%$                           | 30 %   |
| Тепловыделение в единице объема АЗ | $\pm 5 \%$                            | 10 %   |

тониевых сборках [10, 11], и результатами международных тестовых расчетов одномерной модели быстрого реактора с объемом активной зоны 2,5 м<sup>3</sup> [5,6]. Отметим, что хорошее совпадение критичности двумерной модели в расчетах по системам БНАБ-70 и БНАБ-78—следствие компенсации завышенного вклада в реактивность <sup>241</sup>Pu (~1,5%  $k_{эф}$ ) и заниженного вклада <sup>238</sup>U и <sup>239</sup>Pu в системе констант БНАБ-70.

2. Расчеты по системе БНАБ-78 значений  $k_{эф}$ , КВ, КВА, эффективности борного стержня, натриевого пустотного эффекта лучше, чем расчеты по БНАБ-70, согласуются с результатами зарубежных лабораторий. Однако изменение реактивности при нагреве топлива в расчетах по системе БНАБ-78 на 25 % меньше всех зарубежных данных.

3. В табл. 2 сравниваются оценки погрешности расчета основных физических параметров большого быстрого реактора, полученные на основе анализа имеющихся на сегодня погрешностей микроскопических и интегральных ядерных данных [8], с разбросом расчетных результатов в рассмотренной тестовой модели. Близость тех и других свидетельствует о реалистичности приведен-

ных в работе [8] оценок погрешности основных реакторных параметров. Их можно использовать в проектных расчетах промышленных быстрых реакторов с окисным топливом и натриевым теплоносителем. Однако следует ожидать увеличения в 2—3 раза погрешности расчета этих параметров для реактора с другим теплоносителем, другим видом топлива или с отличной от традиционной конструкции схемой размещения зон воспроизводства [9]. Причина этого заключается в том, что используемые в проектных реакторных расчетах системы констант подогнаны для наилучшего описания экспериментов на критических сборках и работающих реакторах-размножителях с традиционной композицией.

Авторы благодарны М.Ф. Троянову за поддержку и обсуждение работы на всех ее этапах.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Till C., LeSage L., Wade D. Specifications for an International Comparison Calculation of a Large Sodium-Cooled Fast Breeder Reactor. Technical Note, ANL, Aug., 1976.
2. LeSage L. e.a. In Proc: ANS Topical Conf. on Advances in Reactor Physics. Gatlinburg, 10—12 Apr. 1978.
3. Чухлова О. П. и др. Препринт ФЭИ-802. Обнинск, 1977.
4. Абагян Л. П. и др. «Атомная энергия», 1980, т. 48, вып. 2, с. 117.
5. Воропаев А. И., Ваньков А. А., Цибуля А. М. Там же, 1978, т. 45, вып. 6, с. 119.
6. Воропаев А. И., Ваньков А. А., Цибуля А. М. Там же, 1979, т. 47, вып. 4, с. 274.
7. Зизин М. Н., Савочкина О. А., Чухлова О. П. Препринт П-40 (334). Димитровград, НИИАР, 1977.
8. Ваньков А. А., Воропаев А. И., Юрова Л. Н. Анализ реакторно-физического эксперимента. М., Атомиздат, 1977.
9. Никольский Р. В. и др. Прогнозирование физических характеристик перспективных активных зон быстрых реакторов на основе анализа критических сборок и стандартных расчетных моделей. Докл. на международ. симп. МАГАТЭ по физике быстрых реакторов. Экстан-Прованс, 24—28 сентября 1979.
10. Воропаев А. И. и др. В кн.: Вопросы атомной науки и техники. Сер. «Ядерные константы». Вып. 20, ч. 2. М., Атомиздат, 1975, с. 112.
11. Воропаев А. И. и др. Там же, 1977, вып. 25, с. 69.

Поступила в Редакцию 15.10.79

УДК 662.039.526

## Методика расчета выгорания топлива для определения физических характеристик быстрого энергетического реактора в стационарном режиме

УСЫНИН Г. В., ЧИРКОВ В. А.

Воспроизводящие свойства быстрого энергетического реактора определяют его физические характеристики: коэффициент воспроизводства КВ, время удвоения  $T_2$ , темп роста  $\omega$ , удельную за-

грузку плутония в топливный цикл  $G$ , удельное количество избыточного плутония  $r$  [1]. Поскольку эти характеристики зависят от изотопного состава топлива, целесообразен унифицирован-