

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 $2,5 \text{ м}^3$ [5,6]. Отметим, что хорошее совпадение критичности двумерной модели в расчетах по системам БНАБ-70 и БНАБ-78—следствие компенсации завышенного вклада в реактивность ^{241}Pu ($\sim 1,5\% k_{эф}$) и заниженного вклада ^{238}U и ^{239}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. et al. 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 критическихборок и стандартных расчетных моделей. Докл. на междунар. симп. МАГАТЭ по физике быстрых реакторов. Экстап-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. Б., ЧИРКОВ В. А.

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

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

ный подход к его расчету. Названные характеристики можно определить для реактора, находящегося в неизменном состоянии (режим непрерывной перегрузки, оперативный запас реактивности равен нулю). Для расчета выберем два различных топливных режима работы быстрого реактора: стационарный топливный режим, при котором состав загружаемого и выгружаемого топлива постоянен, и собственный топливный режим, являющийся частным случаем стационарного, при котором состав загружаемого и выгружаемого топлива одинаков.

Собственный режим. Предположим, что реактор разбит на J зон. Запишем уравнения материального баланса загружаемого и выгружаемого топлива для четырех изотопов плутония ($^{239-242}\text{Pu}$):

$$\sum_{j=1}^J \frac{\mu_j}{T_j} \rho_{i,j}^0(T_j) (1 - \varepsilon_j) = B_i \sum_{j=1}^J \frac{\mu_j}{T_j} \rho_{i,j}^0. \quad (1)$$

Здесь μ_j , T_j — масса тяжелых атомов и время задержки топлива (кампания) в j -й зоне; $\rho_{i,j}^0$ и $\rho'_{i,j}$ — относительные концентрации i -го изотопа в загружаемом и выгружаемом топливе; B_i — коэффициент, равный отношению скорости выгрузки i -го изотопа к скорости его загрузки. В собственном режиме B_i для всех четырех изотопов равны между собой ($B = B_i$); ε_j — потери топлива из j -й зоны в химической переработке.

Из решения уравнений выгорания [получим (2)]

$$\rho_{i,j}(t) = \sum_{h=238}^{242} f_{ih,j}(t) \rho_{h,j}^0, \quad (2)$$

где $f_{ih,j}(t)$ — известные функции сечений и времени. Время $t = T_j$ для $\rho'_{i,j}(T_j)$ и $\bar{\rho}_{i,j}(T_j) = \frac{1}{T_j} \int_0^{T_j} \rho_{i,j}(t) dt$ выбирается, исходя из установленного выгорания топлива (активная зона) или накопления плутония (экран).

Уравнение критичности для реактора и условия постоянства массы тяжелых атомов в каждой зоне запишем в виде

$$\sum_j \left[\sum_{i=238}^{242} \mu_j \bar{\rho}_{i,j} \left(\frac{\delta k}{k} \right)_{i,j} + \mu_j \bar{\rho}_{ng,j} \left(\frac{\delta k}{k} \right)_{ng,j} \right] = S_{кр}; \quad (3)$$

$$\sum_{i=238}^{242} \rho_{i,j}^0 = 1; \quad (4)$$

$$\sum_{i=238}^{242} \rho'_{i,j} + \rho'_{ng,j} = 1; \quad \sum_{i=238}^{242} \bar{\rho}_{i,j} + \bar{\rho}_{ng,j} = 1, \quad (5)$$

где $(\delta k/k)_{i,j}$ — реактивность, вносимая i -м изотопом в j -ю зону; $\rho'_{ng,j}$ и $\bar{\rho}_{ng,j}$ — относительные концентрации продуктов деления в топливе. Поскольку изотопный состав плутония, загружаемого в ак-

тивные зоны реактора, одинаков, получим следующее уравнение связи:

$$\rho_{i,j}^0 = A_j \rho_{i,j^*}^0, \quad (6)$$

в котором j^* — номер активной зоны, по отношению к которой определена концентрация в любой i -й зоне реактора ($A_{j^*} = 1$; $A_j = 0$ в экранах; $A_j \neq 0$ во всех подзонах активной зоны).

Подставив уравнения (2) и (6) в (1), (3) и (5) получим нелинейную алгебраическую систему из шести уравнений с шестью неизвестными, которая решается следующим образом. Проводят нейтронно-физический расчет базового варианта реактора для определения сечений, $(\delta k/k)$ и т. п. Произвольно задают значения T_j в каждой зоне и решают систему уравнений (1), (3), (5) относительно шести неизвестных B , ρ_{i,j^*}^0 . Данная система имеет шесть решений. Однако физическому смыслу задачи удовлетворяет только одно из них. Далее определяют $\rho_{i,j}^0$ и $\rho'_{i,j}$, а также концентрацию продуктов деления и накопления плутония, сравнивают их с заданными, корректируют значения T_j и повторяют процедуру вновь. При необходимости заново проводят нейтронно-физический расчет базового варианта.

По предложенной методике проведены расчеты физических характеристик эталонного реактора [3]. Многогрупповой нейтронно-физический расчет проводили по одномерной программе [4] с использованием системы констант БНАБ-70. Метод расчета $(\delta k/k)_{i,j}$ взят из работы [5]. Основные затраты машинного времени при расчете вариантов приходится на нейтронно-физический расчет реактора.

В таблице приведены исходные данные, необходимые для определения физических характеристик реактора, которые определяли по следующим формулам:

$$\text{ИКВ}_1 = \frac{\sum_{j=1}^J \frac{\mu_j}{T_j} \sum_{i=239}^{242} \gamma_i [(1 - \varepsilon_j) \rho_{i,j} - \rho_{i,j}^0]}{\sum_{j=1}^J \frac{\mu_j}{T_j} \rho'_{ng,j}}; \quad (7)$$

$$\text{ИКВ}_2 = \frac{\sum_{j=1}^J \sum_{i=239}^{242} \gamma_i [N_c^{i-1} - N_{c,f}^i]}{\sum_{j=1}^J \sum_{i=238}^{242} (N_f^i)_j}, \quad (8)$$

где $\gamma_i = \sum_{j=1}^J \gamma_{i,j} \rho_{i,j} \mu_j / \sum_{j=1}^J \rho_{i,j}^0 \mu_j$ — относительная ценность i -го изотопа плутония $[\gamma_{i,j} = (\frac{\delta k}{k})_{i,j} - (\frac{\delta k}{k})_{238,j} / (\frac{\delta k}{k})_{239,j} - (\frac{\delta k}{k})_{238,j}]$; $N_{c,j}^i$; $N_{f,j}^i$ —

Относительная концентрация изотопов эталонного реактора *

Изотоп i	Активная зона					Экран		
	ρ_i^0	$\bar{\rho}_i$	ρ_i'	γ_i	$h_i = \frac{\rho_i^0}{\rho_{239}^0}$	ρ_i^0	$\bar{\rho}_i$	ρ_i'
^{238}U	0,8236	0,7768	0,7317	0	—	1	0,9885	0,9772
^{239}Pu	0,1394	0,1297	0,1207	1	1	0	0,0103	0,02
^{240}Pu	0,0305	0,0353	0,0391	0,1014	0,2186	0	0,03147	0,0004
^{241}Pu	0,0050	0,0058	0,0067	1,7784	0,03612	0	0,053	0,0411
^{242}Pu	0,0014	0,0016	0,0019	0,1024	0,0100	0	0	0
Продукты деления	0	0,0509	0,10000	-0,0513	—	0	0,02101	0,0238

* Сферический реактор с однородной активной зоной, окруженной отражателем. Радиус активной зоны $R_{a.z.} = 84,196$ см; толщина экрана $\Delta R_{\text{э}} = 45,72$ см; масса тяжелых атомов в активной зоне $\mu_{a.z.} = 7113$ кг, в экране $\mu_{\text{э}} = 32015$ кг; кампания активной зоны (при средней удельной мощности 400 кВт/л) $T_{a.z.} = 727,6$ сут, экрана $T_{\text{э}} = 1,38 \cdot T_{a.z.}$ сут.

числа захватов и делений i -го изотопа в j -й зоне; ИКВ — избыточный коэффициент воспроизводства.

Потеря реактивности при выработке единицы энергии составляет

$$\frac{1}{k} \frac{dk}{dE} = \sum_{j=1}^J \frac{\mu_j}{T_j} \left[\sum_{i=238}^{242} \left(\frac{\delta k}{k} \right)_{i,j} (\rho_{i,j}' - \rho_{i,j}^0) + \left(\frac{\delta k}{k} \right)_{ng,j} \rho_{ng,j}' \right] / a \sum_{j=1}^J \frac{\mu_j}{T_j} \rho_{ng,j}' \quad (9)$$

где a — теплотворная способность топлива.

Время удвоения $T_2 = \ln 2 / \omega$ определяли из уравнения [1]

$$\sum_{j=1}^J \frac{\mu_j \rho_j^0}{1 - \exp(-\omega T_j / \varphi)} = \sum_{j=1}^J \frac{(1 - \varepsilon_j) \mu_j \rho_j'}{1 - \exp(-\omega T_j / \varphi)} \exp \left[-\omega \left(\frac{T_j}{\varphi} + T_{nj} \right) \right], \quad (10)$$

где T_{nj} — среднее время переработки топлива из j -й зоны.

Ежегодное избыточное количество плутония рассчитывали по формуле

$$r = \frac{1}{W} \sum_{j=1}^J \frac{\mu_j}{T_j} \sum_{i=239}^{242} \gamma_i [(1 - \varepsilon_j) \rho_{i,j}' - \rho_{i,j}^0] = \frac{\text{ИКВ}_1}{W} \sum_{j=1}^J \frac{\mu_j}{T_j} \rho_{ng,j}' = \frac{(B-1)}{W} \sum_{j=1}^J \frac{\mu_j}{T_j} \sum_{i=239}^{242} \gamma_i \rho_{i,j}^0, \quad (11)$$

где W — мощность реактора. Удельную загрузку в топливный цикл находили из уравнения

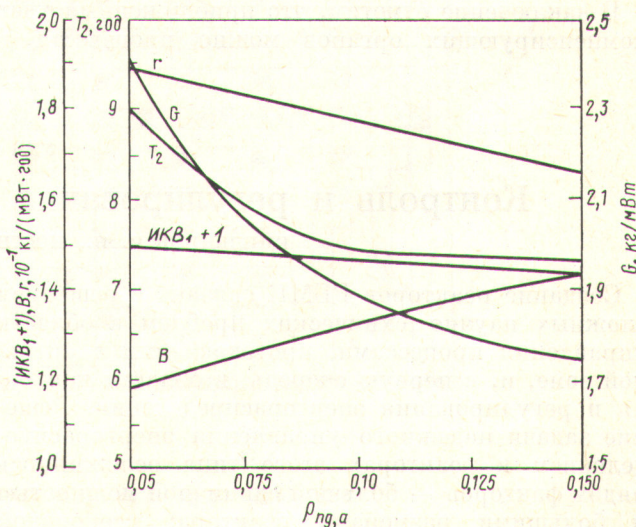
$$G = \frac{1}{W} \sum_{j=1}^J \left(\mu_j \sum_{i=239}^{242} \gamma_i \bar{\rho}_i + \varphi \frac{\mu_j T_{nj}}{T_j} \sum_{i=239}^{242} \gamma_i \rho_{i,j}^0 \right). \quad (12)$$

Ниже приведены расчеты физических характеристик эталонного реактора в собственном режиме при $\varphi = 1$, $\varepsilon_j = 0$, $T_{nj} = 1$ год:

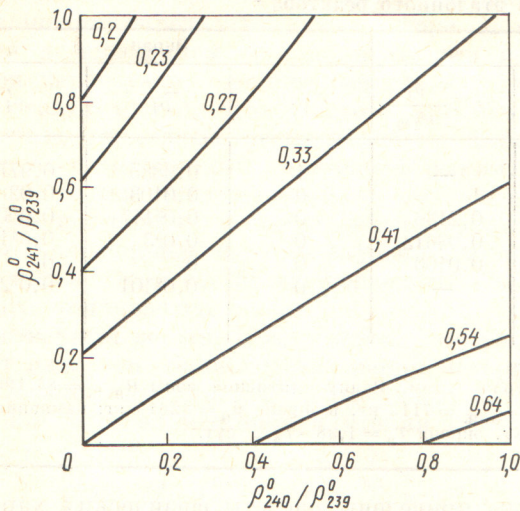
ИКВ ₁	...	0,463
ИКВ ₂	...	0,460
$(1/k)(dk/dE)$, (МВт·сут) ⁻¹	...	~(-0,032)
T_2 , год	...	7,7
r , кг/(год·МВт)	...	0,178
G , кг/МВт	...	1,893
B	...	1,329

На рис. 1 показана зависимость r , (ИКВ₁ + 1), B, G, T_2 от глубины выгорания топлива в активной зоне. Эти характеристики в значительной степени зависят также от нормы накопления плутония в экране и потерь при химической переработке, особенно при малом выгорании.

Стационарный режим. В этом случае правую часть уравнений (11) записывают в виде



Р и с. 1. Зависимость (ИКВ₁ + 1), B, r, G, T_2 от глубины выгорания топлива в активной зоне реактора в собственном режиме ($\varepsilon_j = 0$, $\rho_{239,a}^0 = 0,02$)



Р и с. 2. Зависимость избыточного коэффициента воспроизводства ИКВ₁ от состава потребляемого плутония ($\epsilon_j = 0$, $\rho_{239,0}^0 = 0,02$, ИКВ₁ = const)

$B_i k_i \sum_j (\mu_j / T_j) \rho_{239,j}^0$, где коэффициенты $k_i = \rho_{240}^0 / \rho_{239}^0$

характеризуют состав загружаемого плутония. Для стационарного режима уравнения (3), (4) решают независимо от уравнений (1) относительно только двух неизвестных $\rho_{238,j}^{0*}$ и $\rho_{239,j}^{0*}$, определяют все остальные концентрации и корректируют время задержки топлива в зонах, после чего операция повторяется вновь. На рис. 2 показана зависимость ИКВ₁ от состава потребляемого плутония. Как видно из рисунка, увеличение k_{240} и уменьшение k_{241} приводят к значительному возрастанию интегрального коэффициента воспроизводства.

В заключение отметим, что приближенный учет компенсирующих органов можно произвести в

рамках предложенного метода, если за базовый взять вариант реактора с оперативным запасом реактивности $\sim \left(\frac{1}{k} \frac{dk}{dE} \right) \frac{E_p}{2}$, где E_p — заданная энерговыработка между очередными перегрузками.

Выводы. Предложена эффективная методика расчета скорости загрузки и выгрузки топлива, а также его изотопного состава (в режиме непрерывной перегрузки), что необходимо для расчета физических характеристик реактора в стационарном и собственном топливных режимах.

Рассмотренная методика позволяет определять физические характеристики реактора в собственном режиме, а также исследовать их зависимость от состава потребляемого топлива.

Предложенный алгоритм делает возможным расчет физических характеристик с произвольной зависимостью микросечений, потоков, вклада в реактивность, массы тяжелых атомов, функции обогащения и других по объему реактора и оптимизацию реакторов с различной гетерогенной структурой.

Эффективность методики достигается благодаря возможности сведения распределенной задачи (с произвольным числом зон разбиения) к точечной (с одной зоной).

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Каграманян В. С. и др. «Атомная энергия», 1979, т. 46, вып. 4, с. 236.
2. Усынин Г. Б. «Атомная энергия», 1968, т. 25, вып. 6, с. 466.
3. Baker A. e.a. In: Proc. Symp. «Calculation for a Large Fast Reactor», Risley, 1971. TRG Rep. 2133 (R).
4. Новожилов А. И. и др. «Kernenergie», 1975, Н. 11, S. 329.
5. Орлов В. В. и др. Ibid., 1969, Н. 5, S. 112.

Поступила в Редакцию 20.08.79

УДК 621.039.562

Контроль и регулирование энергораспределения в РБМК

ЕМЕЛЬЯНОВ И. Я., ПОСТНИКОВ В. В., ВОЛОДЬКО Ю. И.

Создание реакторов РБМК связано с решением сложных научно-технических проблем в области управления процессами, протекающими в активной зоне, и, в первую очередь, в области контроля и регулирования энергораспределения. Решение задачи надежного управления энергораспределением в реакторах этого типа осложняется рядом факторов — большой единичной мощностью и большими размерами реактора; ксеноновой нестабильностью, присущей таким реакторам; большим количеством точек контроля и органов регулирования, способных создавать высокую

загрузку оператора реактора; наличием сложной микроструктуры энергораспределения, обусловленной в начальный период эксплуатации большим числом дополнительных поглотителей, а в установившемся режиме — значительным количеством соседствующих свежих и выгоревших тепловыделяющих сборок (ТВС); наличием пространственной нестабильности, обусловленной паровым, температурным и другими коэффициентами реактивности [1]; сложностью контроля энергораспределения теплотехническими методами в каналах с кипящим теплоносителем.