

УДК 621.039.51

Сравнение расчетов стандартного быстрого реактора (модель Бейкера)

ВОРОПАЕВ А. И., ВАНЬКОВ А. А., ЦЫБУЛЯ А. М.

Расчетная модель. Расчетная одномерная модель «стандартного» реактора разработана по предложению МАГАТЭ для сравнения расчетов параметров, определяющих критичность и воспроизводство проектируемых в разных странах быстрых реакторов [1]. Опубликование в 1971 г. результатов этого сравнения (17 лабораторий из 10 стран) способствовало международному сотрудничеству в области физики быстрых реакторов. В 1975 г. ФЭИ обратился с предложением к ряду лабораторий повторить эти расчеты, придерживаясь спецификации работы [1]. Состав и размеры модели даны в табл. 1. В расчетах рассмотрено три состава топлива:

А. ^{239}Pu и ^{238}U .

Б. ^{239}Pu , ^{238}U и продукты деления (FP), концентрация которых равна $\rho_{\text{FP}} = 0,0372 \times 10^{24}$ ядер/см³.

В. ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{238}U и продукты деления [$\rho_{\text{FP}} = 0,0372 \cdot 10^{24}$ ядер/см³; $\rho(^{239}\text{Pu}) : \rho(^{240}\text{Pu}) = 1 : 0,5$]. Температура среды 300 К. Расчет проводится в диффузионном приближении. Критичность в пределах $0,999 \geq K_{\text{эф}} \leq 1,001$ обеспечивается путем вариации обогащения. Внешние граничные условия соответствуют вакууму за зоной воспроизводства.

Характеристика расчетов

ФЭИ, Обнинск, СССР. Представляются результаты трех расчетов.

Состав (10^{-24} ядер/см³) и размеры сферической модели реактора Таблица 1

Нуклид	Активная зона ($R=84,196$ см)	Экран ($d=45,72$ см)
Pu + U + FP	0,0072	—
^{239}Pu	—	0,00012
^{240}Pu	—	0,012
^{238}U	0,00088	0,00088
Cr	0,00814	0,00814
Fe	0,00198	0,00198
Na	0,0123	0,0069
O	0,0144	0,024
Рекомендуемое число расчетных узлов	14	8

1. Расчеты на основе системы констант БНАБ-70, которая является модификацией известной системы И. И. Бондаренко [2]. Константы ^{238}U , ^{235}U и ^{239}Pu соответствуют оценкам 1970 г. Данные по другим нуклидам соответствуют оценкам 1964 г. Система констант БНАБ-70 широко использовалась в СССР при проектировании реакторов с урановым топливом (БОР-60, БН-350, БН-600). Как показал опыт физического пуска и первый этап работы реактора БН-350, его основные характеристики были предсказаны с удовлетворительной точностью. Это в значительной степени связано с тем, что указанная система констант оптимизирована по результатам многочисленных экспериментов на критических сборках с урановой загрузкой. Однако ожидается, что предсказание параметров больших быстрых плутониевых реакторов на основе констант БНАБ-70 будет существенно хуже [3—5].

Приведенные в настоящей работе результаты расчета взяты из работы [6]. Они получены с помощью одномерного комплекса М-26, реализующего при подготовке констант формализм И. И. Бондаренко и др. [2]. При нахождении поправки к сечению замедления использовалась параболическая интерполяция интегральных потоков в активной зоне и экране. Спектр деления соответствовал $\bar{\nu} = 2,9$. Резонансная структура сечений учтена факторами самоэкранировки.

2. Результаты расчетов по системе констант ОСКАР-75 приведены в работе [7]. Эта система получена путем подгонки констант по результатам 48 интегральных экспериментов [8]. В исходной системе констант σ_f и σ_c ^{235}U , ^{238}U и ^{239}Pu соответствуют данным из библиотеки UKNDL, сечение захвата Fe — оценке ЦЯД ФЭИ. Остальные сечения и факторы резонансной самоэкранировки приняты такими же, как в БНАБ-70. Подгонялись сечения σ_c , $\sigma_f \bar{\nu}$ ^{235}U , ^{238}U и ^{239}Pu в трех широких группах. Расчет стандартного реактора выполнен по программе 9М-26. Спектр деления соответствовал $\bar{\nu} = 3,0$. При нахождении поправки к сечению замедления использована линейная интерполяция интегральных потоков в дважды логарифмическом масштабе.

3. Расчеты по системе констант БНАБ-М. В настоящее время в ФЭИ с учетом последних (на начало 1977 г.) данных микроскопического эксперимента завершена работа по пересмотру ядерных данных для ^{235}U , ^{238}U , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{10}B . На базе этих оценок составлена опытная версия констант БНАБ-М*. Данные для O и Na в этой версии соответствуют оценкам БНАБ-70; Fe, Ni, Cr, ^{241}Pu и ^{242}Pu — предварительным оценкам. Приведенные результаты расчета стандартного реактора выполнены с помощью комплекса АРАМАКО [9]. Использовано подгрупповое представление сечений. Поправка к сечению замедления находилась в приближении Грюлинга — Герцеля в предположении постоянства сечений в широких группах.

Кадараш, Франция [10]. Расчеты выполнены на основе системы CARNAVAL-IV [11], которая датируется 1976 г. По сравнению с предыдущей версией заметно изменены константы Fe, Ni, Cr, Na. Изменения констант ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu и продуктов деления согласованы с результатами измерений скоростей делений на сборках MASURCA, ERMINE и скоростей реакций в облученных образцах на реакторе PHENIX и RAPSODIE. Авторы [11] считают, что система CARNAVAL-IV обеспечивает погрешность предсказания критичности и коэффициента воспроизводства реактора мощностью 1200 МВт (эл.) в среднем стационарном состоянии $\pm 0,4\% \Delta K_{эф}$ и $\pm 0,04$ абсолютных единиц (а. е.)

Уинфрит, Великобритания [12]. Расчеты выполнены по системе констант FD-5 [13], которая используется для проектных расчетов реакторов PFR и CFR. Как и в системе CARNAVAL-IV, в системе FD-5 в сильной степени проявляется роль интегральных данных. Погрешность предсказания критичности и коэффициента воспроизводства для большого реактора оценивается $\pm 0,5\% \Delta K_{эф}$ и $\pm 0,03$ а. е. (68%-ный доверительный интервал [13]).

Карлсруэ, ФРГ [14]. Использована система констант KFK-INR [15], датируемая 1972 г. Оценки констант в основном базируются на данных микроскопических экспериментов из библиотеки КЕДАК, которые подправлены для согласования с критичностью набора урановых и плутониевых сборок. Погрешность предсказания критичности и коэффициента воспроизводства для начального состояния реактора SNR оценивается в работе [16] $\pm 0,8\% \Delta K_{эф}$ и $\pm 0,06$ а. е. (90%-ный доверительный интервал) соот-

ветственно. Приведенные в работе [17] значения расхождения эксперимента с расчетом для большой плутониевой сборки ZPR-6-7 подтверждают, на наш взгляд, эту оценку: $K_{эф} = 0,997$, $c_8/f_9 = 0,152$, $f_8/f_9 = 0,0248$ (расчет); $K_{эф} = 1,000 \pm 0,006$, $c_8/f_9 = 0,143 \pm 0,006$, $f_8/f_9 = 0,0239 \pm 0,011$ (эксперимент). Экспериментальные скорости реакций приведены здесь к условиям гомогенного расчета. Погрешность эксперимента увеличена в соответствии с соображениями, изложенными в работе [4].

Аргоннская национальная лаборатория (ANL), США [18]. Расчет ANL проведен на основе ENDF/BIV. Подготовка констант для 26-группового расчета осуществлялась на основе комплекса MC²-2 в P₁-приближении при $\kappa_{a.з}^2 = 9,34 \cdot 10^{-4}$ и $\kappa_a^2 = 0$. Получены результаты только для варианта А. Представление о надежности расчета такого типа плутониевых систем определяет расхождение эксперимента на ZPR-6-7 (цифры приведены выше) и расчета [19]: $K_{эф} = 0,984$, $c_8/f_9 = 0,156$; $f_8/f_9 = 0,0232$.

Результаты сравнения

В табл. 2 даны ядерные концентрации, соответствующие критическому состоянию, критическая загрузка по ^{239}Pu , ^{240}Pu и эквивалентная критическая загрузка ($M_{экр}$). В табл. 3 приведены характеристики воспроизводства. Так как в расчетах ANL не обеспечена критичность системы ($K_{эф} = 1,0102$), нами на основе расчета по константам БНАБ-М внесены соответствующие поправки. Цифры в скобках в табл. 2 и 3 — исходные данные ANL ($K_{эф} = 1,01$). При вычислении указанных в табл. 2 и 3 параметров использовались следующие определения.

Эквивалентная критическая масса

$$M_{экр} = M_9 + \omega_0 M_0 \quad (239,052/240,054). \quad (1)$$

Физический коэффициент воспроизводства

$$B_{a.з \text{ или } э} = (C_8 + C_0)_{a.з \text{ или } э} / (F_9 + C_9)_{a.з+э}. \quad (2)$$

Избыточный коэффициент воспроизводства

$$G_{a.з \text{ или } э} = \frac{[C_8 + C_9(\omega_0 - 1) + C_0(\omega_1 - \omega_0) - F_9]_{a.з \text{ или } э}}{[F_8 + F_0 + F_9]_{a.э+з}}. \quad (3)$$

«Эквивалентные веса» изотопов

$$\omega_i = (x_i - x_8) / (x_9 - x_8), \quad (4)$$

где $x_i = \langle \nu \sigma_f \rangle - \langle \sigma_f \rangle - \langle \sigma_c \rangle$

(Индексы 8, 9, 0, 1 относятся к ^{238}U , ^{239}Pu , ^{240}Pu и ^{241}Pu ; а. з — активная зона, э — экран;

* Более полная версия этих констант, составленная в настоящее время М. И. Николаевым с сотрудниками, получила название БНАБ-МИКРО.

Концентрация топлива (10^{22} ядер/см³), критические массы и $K_{эф}$

Таблица 2

Лаборатория, система констант	Вариант	ρ_{239Pu}	ρ_{240Pu}	ρ_{238U}	M_9 , кг	M_0 , кг	$M_{ЭКВ}$, кг	$K_{эф}$
ФЭИ, БНАБ-70	А	0,0999	0	0,6201	991	0	991	1,0005
	Б	0,1060	0	0,5420	1052	0	1052	0,9988
	В	0,1010	0,0507	0,4960	1002	505	1036	0,9981
ФЭИ, ОСКАР-75	А	0,0963	0	0,6237	956	0	956	0,9998
	Б	0,1033	0	0,5447	1025	0	1025	1,0000
	В	0,0983	0,0491	0,5006	975	490	1008	0,9995
ФЭИ, БНАБ-М	А	0,0975	0	0,6225	968	0	968	0,9996
	Б	0,1054	0	0,5426	1046	0	1046	1,0018
	В	0,0970	0,0485	0,5025	963	483	1038	1,0010
Кадараш, CARNAVAL-IV	А	0,0957	0	0,6243	946	0	946	0,9992
	Б	0,1026	0	0,5454	1018	0	1018	1,0008
	В	0,0956	0,0476	0,5043	948	476	1013	1,0008
Уинфрит, FD-5	А	0,0936	0	0,6264	929	0	929	0,9996
	Б	0,1004	0	0,5476	997	0	997	1,0003
	В	0,0938	0,0469	0,5073	931	467	990	0,9998
Карлсруэ, KFK-INR	А	0,0952	0	0,6248	945	0	945	1,0000
	Б	0,1024	0	0,5456	1016	0	1016	1,0000
	В	0,0940	0,0470	0,5070	933	468	1018	1,0000
Аргонн, ENDF/B IV	А	0,0982 (0,0999)	0 0	0,6218 (0,6201)	973 (991)	0 0	973 (991)	1,0000 (1,0102)

Характеристики воспроизводства

Таблица 3

Лаборатория, система констант	Вариант	$G_{a,z}$	G_a	G	$B_{a,z}$	B_a	B
ФЭИ, БНАБ-70	А	-0,194	0,601	0,407	0,764	0,609	1,373
	Б	-0,327	0,537	0,260	0,643	0,589	1,232
	В	-0,065	0,570	0,505	0,766	0,623	1,389
ФЭИ, ОСКАР-75	А	-0,296	0,547	0,251	0,675	0,553	1,228
	Б	-0,416	0,532	0,116	0,566	0,534	1,100
	В	-0,156	0,521	0,366	0,678	0,566	1,244
ФЭИ, БНАБ-М	А	-0,224	0,576	0,352	0,716	0,580	1,296
	Б	-0,361	0,557	0,196	0,593	0,557	1,150
	В	-0,183	0,552	0,369	0,705	0,604	1,309
Кадараш, CARNAVAL-IV	А	-0,238	0,613	0,375	0,702	0,610	1,312
	Б	-0,368	0,594	0,226	0,587	0,586	1,173
	В	-0,199	0,587	0,389	0,686	0,629	1,316
Уинфрит, FD-5	А	-0,229	0,598	0,369	0,707	0,613	1,320
	Б	-0,358	0,576	0,218	0,593	0,582	1,175
	В	-0,176	0,567	0,391	0,705	0,624	1,329
Карлсруэ, KFK-INR	А	-0,195	0,584	0,390	0,730	0,588	1,319
	Б	-0,329	0,566	0,237	0,610	0,566	1,176
	В	-0,196	0,563	0,366	0,701	0,610	1,311
Аргонн, ENDF/B IV	А	-0,273 (-0,277)	0,568 (0,557)	0,295 (0,280)	0,713 (0,697)	0,567 (0,557)	1,280 (1,253)

Средние по активной зоне сечения

Нуклид	ФЭИ, БНАБ-70			ФЭИ, ОСКАР-75			ФЭИ, БНАБ-М			Карлсруэ,
	$\langle v\sigma_f \rangle$	$\langle \sigma_c \rangle$	$\langle \sigma_f \rangle$	$\langle v\sigma_f \rangle$	$\langle \sigma_c \rangle$	$\langle \sigma_f \rangle$	$\langle v\sigma_f \rangle$	$\langle \sigma_c \rangle$	$\langle \sigma_f \rangle$	$\langle v\sigma_f \rangle$
										Вари
²³⁹ Pu	5,281	0,519	1,798	5,423	0,601	1,857	5,499	0,577	1,883	5,593
²⁴⁰ Pu	—	0,809	0,337	1,060	0,824	0,358	1,220	0,668	0,390	—
²³⁸ U	0,1275	0,301	0,0454	0,124	0,271	0,0450	0,1285	0,292	0,0464	0,1261
FP	—	—	—	—	0,577	—	—	—	—	—
Ni	—	0,0239	—	—	0,0239	—	—	0,0307	—	—
Fe	—	0,0068	—	—	0,0106	—	—	0,0095	—	—
Cr	—	0,0088	—	—	0,0089	—	—	0,0166	—	—
Na	—	0,0016	—	—	0,0016	—	—	0,0017	—	—
O	—	0,0012	—	—	0,0013	—	—	0,0012	—	—
										Вари
²³⁹ Pu	5,170	0,479	1,759	5,285	0,545	1,808	5,339	0,520	1,828	5,451
²⁴⁰ Pu	—	0,759	0,339	1,072	0,765	0,362	1,229	0,601	0,393	—
²³⁸ U	0,1287	0,296	0,0458	0,1251	0,266	0,0456	0,1302	0,285	0,0471	0,1278
FP	—	0,524	—	—	0,528	—	—	0,565	—	—
Ni	—	0,0238	—	—	0,0238	—	—	0,0305	—	—
Fe	—	0,0066	—	—	0,0102	—	—	0,0092	—	—
Cr	—	0,0086	—	—	0,0086	—	—	0,0160	—	—
Na	—	0,0015	—	—	0,0016	—	—	0,0017	—	—
O	—	0,0012	—	—	0,0013	—	—	0,0013	—	—
										Вари
²³⁹ Pu	5,135	0,461	1,746	5,242	0,522	1,792	5,325	0,513	1,822	5,451
²⁴⁰ Pu	1,041	0,694	0,346	1,093	0,697	0,368	1,232	0,542	0,393	1,180
²³⁸ U	1,325	0,292	0,0472	0,1290	0,262	0,0469	0,1323	0,285	0,0478	0,1282
FP	—	0,504	—	—	0,507	—	—	0,556	—	—
Ni	—	0,0240	—	—	0,0240	—	—	0,0306	—	—
Fe	—	0,0065	—	—	0,0099	—	—	0,0091	—	—
Cr	—	0,0084	—	—	0,0084	—	—	0,0159	—	—
Na	—	0,0015	—	—	0,0015	—	—	0,0017	—	—
O	—	0,0013	—	—	0,0013	—	—	0,0013	—	—

C и F — интегральные скорости реакций захвата и деления.)

Учитывая данные табл. 2 и 3, можно сделать некоторые заключения.

1. Критическая нагрузка по ²³⁹Pu в расчете по константам БНАБ-70 выше, чем во всех других расчетах. В среднем различие составляет 37 кг (~2,1% ΔKэф) в варианте А, 31 кг (~1,8% ΔKэф) и 52 кг (~3,2% ΔKэф) в вариантах Б и В. Увеличение расхождения в варианте В (большое содержание ²⁴⁰Pu) связано в основном с завышением на 20—25% сечения захвата ²⁴⁰Pu в оценках БНАБ-70 по сравнению с современными микроскопическими данными. Этим же объясняется и завышенная в расчете по ОСКАР-75 критическая нагрузка (~31 кг) для варианта В, так как оценки констант ²⁴⁰Pu в ОСКАР-75 соответствуют данным БНАБ-70. Результаты завышения сечения ²⁴⁰Pu отчетливо прослеживаются как

в компонентах нейтронного баланса, так и в средних по активной зоне сечениях (табл. 4).

2. Критическая нагрузка ²³⁹Pu, рассчитанная по ОСКАР-75, CARNAVAL-IV и КФК-INR, практически одинакова (956, 946, 945 кг в варианте А и 1025, 1020, 1016 кг в варианте Б). Как уже отмечалось, константы КФК-INR хорошо предсказывают критичность плутониевой сборки ZPR-6-7, близкой по составу варианту А стандартного реактора. Интегральные эксперименты на ZPR-6-7 использовались при подгонке констант системы ОСКАР-75 [8]. Подгонка обеспечила предсказание ее критичности в пределах 0,5% ΔKэф. Поэтому и не удивительно совпадение расчетов ОСКАР-75 и КФК-INR. Можно также предположить, что совместные расчетно-экспериментальные исследования на плутониевых сборках SNEAK способствовали сближению расчетных результатов Кадараша и Карлсруэ [20].

Таблица 4

KFK-INR		Аргонн, ENDF/B IV			Кадамыш, CARNAVAL-IV			Уинфрит, FD-5		
$\langle \sigma_c \rangle$	$\langle \sigma_f \rangle$	$\langle v\sigma_f \rangle$	$\langle \sigma_c \rangle$	$\langle \sigma_f \rangle$	$\langle v\sigma_f \rangle$	$\langle \sigma_c \rangle$	$\langle \sigma_f \rangle$	$\langle v\sigma_f \rangle$	$\langle \sigma_c \rangle$	$\langle \sigma_f \rangle$
ант А										
0,567	1,901	5,454	0,566	1,864	5,388	0,587	1,843	5,501	0,564	1,870
0,291	0,0448	0,1233	0,283	0,0445	0,1263	0,278	0,0440	0,132	0,274	0,0477
0,0285			0,0320			0,0265			0,0256	
0,0148			0,0116			0,0075			0,0116	
0,0084			0,0187			0,0090			0,0077	
0,0015			0,0021			0,0016			0,0014	
0,00074			0,0010			0,00092			0,00079	
ант Б										
0,5145	1,851				5,252	0,543	1,795	5,375	0,520	1,826
0,2864	0,0455				0,1290	0,274	0,0450	0,132	0,271	0,0477
0,559		Результаты не представлены				0,496			0,511	
0,0283						0,0265			0,0254	
0,0143						0,0072			0,0113	
0,0082						0,0087			0,0073	
0,0014						0,0015			0,0014	
0,00075						0,00093			0,00079	
ант В										
0,516	1,851				5,233	0,535	1,788	5,350	0,511	1,817
0,410	0,375				1,098	0,511	0,353	1,167	0,576	0,369
0,289	0,0456				0,1313	0,274	0,0458	0,134	0,270	0,0485
0,558		Результаты не представлены				0,489			0,501	
0,0284						0,0266			0,0256	
0,0144						0,0071			0,0111	
0,0081						0,0086			0,0073	
0,0014						0,0014			0,0013	
0,00075						0,00095			0,00080	

3. Расхождение расчета критической загрузки по БНАБ-М и ENDF/BIV от среднего значения расчетов KFK-INR, CARNAVAL-IV составляет 27 кг (~1,4% $\Delta K_{эф}$) во всех вариантах. Эти цифры близки к разнице расчета БНАБ-М и ENDF/BIV с экспериментом для сборки ZPR-6-7.

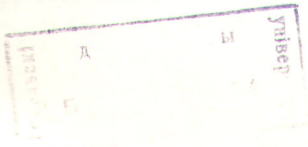
4. Наблюдается низкая критическая нагрузка в расчете по FD-5 в вариантах А и Б. Например, разница расчета ENDF/BIV и FD-5 составляет 44 кг (~2,4% $\Delta K_{эф}$). Однако в варианте В с высоким содержанием ^{240}Pu данные FD-5, CARNAVAL-IV и KFK-INR близки. Как следует из табл. 4, это связано с высоким сечением захвата ^{240}Pu в FD-5 по сравнению с другими системами констант.

5. Из табл. 3 следует, что разброс избыточного физического коэффициентов воспроизводства в расчетах БНАБ-М, CARNAVAL-IV, KFK-INR, FD-5 и ENDF/BIV достаточно мал

($\sim \pm 0,02$), причем справедливо соотношение $G \approx (B - 1) + 0,06$. Завышение воспроизводства в расчетах БНАБ-70, как и ожидалось [4,5], составляет ~0,06. Основной вклад в расхождение дает разница в воспроизводстве активной зоны.

6. При подгонке констант ОСКАР-75 была предположена неоправданно высокая, на наш взгляд, точность скоростей реакций, определяющих нейтронный баланс [в первую очередь c_8/f_9 ($\pm 2\%$)], найденных в эксперименте на большой плутониевой сборке ZPR-6-7. Это, вероятно, является одной из причин низкого воспроизводства в расчетах ОСКАР-75. Выше уже отмечалось, что расхождение эксперимента с расчетом по константам KFK-INR, ENDF/BIV и БНАБ-М составляет 6—8%. Возможна и систематическая погрешность в эксперименте [21].

В табл. 5 даны групповые блокированные сечения ^{239}Pu , ^{238}U и значение ν . Наблюдается замет-



Блокированные групповые сечения активной зоны (вариант А)*

№ групп-пы	ν (^{239}Pu)				σ_f (^{239}Pu)				σ_c (^{239}Pu)				σ_c (^{238}U)			
	1	2	3	4	1	2	3	4	1	2	3	4	1	2	3	4
1	3,86	4,03	4,09	4,01	2,21	2,23	2,09	2,22	0,01	0,0244	0,0210	0,0360	0,0260	0,0256	0,0250	0,0236
2	3,51	3,63	3,62	3,59	1,72	1,79	1,72	1,73	0,02	0,0266	0,0223	0,0215	0,012	0,011	0,0290	0,0292
3	3,27	3,33	3,32	3,32	3,32	1,86	1,87	1,85	0,03	0,011	0,0250	0,0232	0,024	0,021	0,021	0,024
4	3,12	3,14	3,14	3,14	1,97	1,93	1,95	1,93	0,04	0,022	0,011	0,0294	0,060	0,049	0,055	0,059
5	3,01	3,01	3,03	3,02	1,76	1,78	1,74	1,75	0,04	0,052	0,022	0,025	0,13	0,11	0,13	0,11
6	2,95	2,93	2,96	2,95	1,59	1,65	1,61	1,61	0,10	0,112	0,065	0,091	0,13	0,12	0,13	0,12
7	2,91	2,89	2,92	2,91	1,53	1,51	1,55	1,51	0,16	0,154	0,16	0,18	0,14	0,13	0,13	0,16
8	2,89	2,88	2,94	2,89	1,50	1,50	1,53	1,53	0,23	0,20	0,22	0,22	0,18	0,16	0,18	0,16
9	2,88	2,87	2,90	2,88	1,47	1,61	1,58	1,60	0,26	0,30	0,25	0,35	0,26	0,26	0,28	0,26
10	2,87	2,87	2,89	2,87	1,59	1,61	1,69	1,62	0,48	0,49	0,51	0,50	0,44	0,45	0,44	0,41
11	2,87	2,86	2,89	2,87	1,74	1,74	1,84	1,74	0,83	0,84	0,83	0,86	0,62	0,61	0,54	0,55
12	2,87	2,86	2,89	2,87	2,16	2,12	2,31	2,08	1,67	1,51	1,60	1,46	0,80	0,78	0,70	0,72
13	2,87	2,86	2,89	2,87	2,88	2,99	3,25	2,73	2,88	2,70	2,93	2,49	1,14	0,98	1,09	0,95
14	2,87	2,86	2,89	2,87	4,01	4,04	4,44	4,26	3,72	3,58	3,97	3,50	1,12	0,78	0,91	0,98
15	2,87	2,86	2,89	2,87	6,85	7,44	6,49	6,78	5,28	5,81	5,51	5,36	1,07	0,96	0,92	1,09
16	2,87	2,86	2,89	2,87	10,7	10,4	10,6	9,59	8,52	8,82	8,10	8,00	1,22	1,14	0,95	1,12
17	2,87	2,86	2,89	2,87	15,8	13,0	14,1	14,6	12,8	9,63	9,19	10,2	2,04	1,78	1,60	1,67
18	2,87	2,86	2,89	2,87	38,7	38,5	39,7	38,3	31,2	17,9	16,2	15,8	1,79	1,26	1,62	1,35
19	2,87	2,86	2,89	2,87	14,8	13,5	8,72	6,22	21,1	12,9	15,6	20,4	3,32	3,26	3,22	3,90
20	2,87	2,86	2,89	2,87	70,2	53,4	41,4	26,8	42,8	29,9	28,2	16,1	4,50	3,39	5,73	20,8

* 1 — БНАВ-70; 2 — БНАВ-М; 3 — КФК-INR; 4 — ENCF/B IV.

ный разброс σ_f (^{239}Pu) (~ 15% в 14-й и 15-й группах) и σ_c (^{238}U) (~ 25% в 14-й и 16-й группах). Разброс в σ_c (^{239}Pu), на наш взгляд, меньше, чем можно было бы ожидать, учитывая точность микроскопических данных.

Мы не располагаем аналогичными данными из Франции и Великобритании. Поэтому полезно сравнить средние по активной зоне сечения, которые легко получить из нейтронного баланса (см. табл. 4). Сравнение показывает, что расчеты интегральных спектров в активной зоне близки, поэтому можно ожидать, что расхождения средних сечений будут связаны в основном с различием групповых констант. Учитывая данные табл. 4, можно констатировать:

средние по активной зоне сечения захвата ^{238}U в системах, подогнанные под интегральные данные (ОСКАР-75, CARNAVAL-IV, FD-5), примерно на 6% ниже, чем в БНАВ-М, КФК-INR и ENDF/BIV, основанных прежде всего на микроскопических данных;

α ^{239}Pu в расчетах ОСКАР-75 примерно на 8% выше данных;

разброс средних сечений захвата Fe, Ni, Cr, Na достигает ~ 50%;

среднее сечение продуктов деления в расчетах CARNAVAL-IV заметно отличается от других данных. Можно отметить, что указанные

в табл. 4 цифры (0,496 вариант Б и 0,489 вариант В) также заметно отличаются от аналогичных цифр и расчета по предыдущей версии CARNAVAL-III [22] (0,522; 0,519). Эти изменения связаны в основном с изменением констант продуктов деления, так как спектр нейтронов при переходе от третьей к четвертой версии изменился мало.

В табл. 6 сравниваются результаты расчета основных параметров стандартного реактора (варианты А и В), представленные в настоящей работе, с данными, полученными в 1970 г. [1]. Можно констатировать, что критическая загрузка в варианте А изменилась мало; существенно уменьшился средний разброс в параметрах воспроизводства [(\bar{B} = 1,32 ± 0,07 (1970 г.); \bar{B} = 1,31 ± 0,02 (1976 г.), вариант А]. Из этого, конечно, не следует, что реальная точность расчета физического коэффициента воспроизводства столь высока. Вследствие безусловно имеющейся корреляции основных данных, используемых в разных лабораториях, оценку точности (± 0,02) скорее надо считать нижней оценкой. Надо также отметить, что существенный разброс в критической загрузке (973 кг — ENDF/BIV, 929 кг — FD-5) сам по себе означает неопределенность в физическом коэффициенте воспроизводства (± 0,05); сред-

Сравнение результатов расчетов

Таблица 6

Физический параметр	ФЭИ		Кадараш		Уинфрит		Карлсруэ		Аргонн	
	1970	1976	1970	1976	1970	1976	1970	1976	1970	1976
Вариант А										
M (^{239}Pu), кг	975	968	952	946	939	929	961	945	978	973
B	1,34	1,30	1,25	1,31	1,26	1,32	1,31	1,32	1,41	1,28
$B_{a.з}$	0,74	0,72	0,67	0,70	0,69	0,71	0,74	0,73	0,79	0,71
G	0,37	0,35	0,30	0,38	0,34	0,37	0,38	0,39	0,46	0,30
c_8/f_9	0,161	0,155	0,147	0,151	0,146	0,147	0,160	0,153	0,164	0,152
α_9	0,301	0,306	0,334	0,319	0,306	0,302	0,312	0,298	0,253	0,304
f_8/f_9	0,0247	0,0246	0,0224	0,0239	0,0221	0,0255	0,0226	0,0236	0,0239	0,0239
f_9	1,82	1,89	1,89	1,84	1,92	1,87	1,87	1,90	1,89	1,86
Вариант В										
M (^{239}Pu), кг	1006	963	956	948	929	990	965	933	951	—
B	1,36	1,31	1,26	1,31	1,25	1,33	1,28	1,31	1,42	—
$B_{a.з}$	0,74	0,71	0,67	0,68	0,66	0,71	0,70	0,70	0,75	—
G	0,44	0,37	0,39	0,38	0,31	0,39	0,36	0,37	0,46	—
c_8/f_9	0,162	0,156	0,149	0,153	0,148	0,149	0,162	0,156	0,162	—
α_9	0,270	0,282	0,310	0,299	0,281	0,282	0,290	0,279	0,237	—
c_{40}/f_9	0,414	0,298	0,316	0,286	0,198	0,317	0,240	0,222	0,238	—
f_8/f_9	0,0268	0,0262	0,0236	0,0256	0,0236	0,0267	0,0242	0,0246	0,0264	—
f_9	1,75	1,82	1,83	1,79	1,83	1,82	1,81	1,85	1,84	—

ний разброс данных по критической загрузке в варианте В остается большим ($M = 961 \pm \pm 20$, 1970 г.; $M = 959 \pm 18$, 1976 г.); изменение отношений средних по активной зоне скоростей реакций составляет: $\bar{c}_8/\bar{f}_9 = 0,156 \pm 0,07$, $\bar{\alpha}_9 = 0,301 \pm 0,020$ (вариант А, 1970 г.); $\bar{c}_8/\bar{f}_9 = 0,152 \pm 0,02$, $\bar{\alpha}_9 = 0,306 \pm 0,010$ (вариант А, 1976 г.).

Отмеченное сближение результатов расчета разных лабораторий объективно указывает на увеличение надежности расчета быстрых реакторов в разных странах. Остается существенная неопределенность в предсказании основной физической характеристики — критической загрузки. Желательно провести представительное международное сравнение результатов расчета двумерной модели, более близкой к реальному реактору, чем рассмотренная одномерная модель.

Авторы глубоко благодарны сотрудникам лабораторий разных стран, любезно приславшим результаты своих расчетов, и М. Ф. Троянову за поддержку и обсуждение работы на всех ее этапах.

Поступила в Редакцию 6.III.78

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Baker A., Hammond A. Calculations for a Large Fast Reactor. Risley, TRG Report 2133 (A), 1971.

2. Абагян Л. П. и др. Групповые константы для расчета атомных реакторов. М., Атомиздат, 1964.
 3. Ваньков А. А., Воропаев А. И., Юрова Л. Н. Анализ реакторно-физического эксперимента. М., Атомиздат, 1977.
 4. Воропаев А. И. и др. В кн.: Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы. Вып. 20, ч. 2. М., Атомиздат, 1975, с. 112.
 5. Воропаев А. И. и др. В кн.: Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы. Вып. 25. М., изд. ЦНИИатоминформ, 1977, с. 69.
 6. Абагян Л. П. и др. Расчеты характеристик «стандартного» быстрого реактора. Препринт ФЭИ-525. Обнинск, 1974.
 7. Бобков Ю. Г., Усачев Л. Н. Результаты расчета стандартного реактора по системе ОСКАР-75. Препринт ФЭИ-659, 1976.
 8. Бобков Б. Г. и др. В кн.: Труды конф. «Нейтронная физика». Ч. 1 М., изд. ЦНИИатоминформ, 1976, с. 64.
 9. Хохлов В. Ф., Савоськин М. М., Николаев М. Н. В кн.: Ядерные константы. Вып. 8, ч. 3. М., Атомиздат, 1972, с. 3.
 10. Chaudat J., Courchinoux J. Caracteristiques d'un Reacteur Rapide «Etalon» Calcule avec le Formulaire CARNAVAL-IV. Note Technique. Cadarache, 1977.
 11. Barre I., Bouchard I., Chadar I. In: Proc. 4th Conf. on Nuclear Cross Sections and Technology. Washington, 3—7 March 1975, v. 1, p. 51.
 12. Barron W., Mann J. A Comparison of FD5 and FD4 Data for a Spherical Reactor Model. Technical Note. Risley, 1975; Rowlands J. Calculations for the Standard Fast Reactor. Technical Note. Wiufrith, 1975.
 13. Rowlands J. e.a. In: Proc. IAEA Symp. Phys. of Fast Reactors. Tokyo, 1973, v. 3, p. 1133.

14. Kieffhaber E., Thiem D. Institut für Neutronenphysik und Reaktortecnik. Technical Note. Karlsruhe, 1976.
15. Kieffhaber E. KFK-1572. Karlsruhe, 1972.
16. Küsters H. KFK-1632. Karlsruhe, 1973.
17. Ocsterkamp W. «Trans. Amer. Nucl. Soc.», 1973, v. 16, p. 261.
18. Bucher R. e.a. Calculation of the Breeding Properties of a Standard Fast Reactor Technical Note. ANL, 1975.
19. McKnight R. «Nucl. Sci. and Engng», 1977, v. 62, N 2, p. 309.
20. Hammer P., Plum F. Physics Investigations of Sodium Cooled Fast Reactors Core Z1 Masurca in SNEAK Assembly, 6D CEA-N-1561, KFK-1581, 1972.
21. Collins P., Lineberry M. «Trans. Amer. Nucl. Soc.», 1976, v. 24, p. 484.
22. Chaudat J., Courchinoux J., Barre J. Caracteristiques d'un Reacteur Rapide «ETALON» Calcule avec le Formulaire CARNAVAL-III. Note Technique. Cadarache, 1975.

УДК 621.039.54:621.311.2:621.039

Проблемы создания топлива для энергетических ядерных реакторов

РЕШЕТНИКОВ Ф. Г., БИБИЛАШВИЛИ Ю. К., КУШАКОВСКИЙ В. И.

Качество сердечников твэлов в значительной степени определяет работоспособность и надежность любой ядерно-энергетической установки. Отсюда понятно то внимание, которое уделяется отработке технологии, обеспечивающей высокое и стабильное качество получаемых сердечников. И хотя требования, предъявляемые, в частности, к сердечникам из UO_2 , отработаны достаточно хорошо, что обеспечивает высокую работоспособность твэлов, дальнейшее уточнение и обоснование этих требований не только позволит повысить надежность твэлов, но и даст возможность пересмотреть необоснованно завышенные требования к отдельным параметрам и таким образом упростить и удешевить технологический процесс.

Фтор и влага

Ранее уже отмечалось [1], что одно из важнейших требований, предъявляемых к окисному урановому топливу, а именно допустимое содержание фтора, формулируется без должной взаимосвязи с содержанием влаги в сердечнике. В настоящее время допустимое содержание фтора в сердечнике не превышает 0,006%. Сухой фтор в таком количестве не может оказать губительного коррозионного воздействия на оболочку твэла. Наличие же в сердечнике влаги, выделяющейся при нагревании, превращает фтор в сильный коррозионный агент. Следовательно, в первую очередь необходимо стремиться к

уменьшению содержания влаги в сердечнике, тем более что она сама по себе является основным источником водорода. Технологический процесс получения таблеток из UO_2 достиг такого совершенства, что содержание влаги в спеченных таблетках не превышает, как правило, 0,0003—0,0005%. Вместе с тем предъявляются повышенные требования и к содержанию фтора, причем создается впечатление, что эти требования экспериментально не обоснованы, а возникли на основании общих соображений. Обоснование взаимосвязанных нормативов на допустимое содержание фтора и влаги в сердечниках твэлов представляет, безусловно, практический интерес.

Требования к механическим свойствам

К таблеткам UO_2 предъявляются определенные требования в отношении их механических свойств. Разрушающее усилие недостаточно характеризует качество таблеток. Необходим дополнительный критерий для оценки стойкости таблеток к сколам во время различных технологических операций и транспортировки. Может оказаться целесообразной разработка таблеток на вибростенде по соответствующему режиму. Хотя при этом некоторое, относительно небольшое, число таблеток, имеющих скрытые дефекты в виде микротрещин, будет отбраковываться, одновременно уменьшится и брак более дорогостоящих собранных твэлов. Сколы таблеток особенно опасны в собранных твэлах, поскольку они могут приводить к заклиниванию сердечников при работе в реакторе, к уве-

Журнальный вариант доклада на конференции по реакторному материаловедению (Алушта, 1978 г.).