

5. Robertson J. e. a. «J. Nucl. Mater.», 1962, v. 7, p. 225.
6. Lyons M. e. a. «Nucl. Engng Design», 1972, v. 21, p. 167.
7. Казачковский О. Д. и др. В кн.: Труды симп. стран СЭВ «Состояние и перспективы работ по созданию АЭС с реакторами на быстрых нейтронах». Обнинск, изд. ОНТИ ФЭИ, 1969, т. 2, с. 95.
8. Baily W. e. a. «Trans. Amer. Nucl. Soc.», 1966, v. 9, p. 42.
9. Боли Б., Уэйнер Д. Теория температурных напряжений. М., «Мир», 1964.
10. Кац А. М. Теория упругости. М., Гостехтеориздат, 1956.
11. Котельников Р. Б. и др. Высокотемпературное ядерное топливо. М., Атомиздат, 1969.
12. Ubisch H. e. a. In: Proc. of the Second United Nations Intern. Conf. on the Peaceful Uses of Atomic Energy. Geneva, 1958, v. 7, p. 697.
13. Freshley M. [6], p. 264.
14. Лихачев Ю. И., Пупко В. Я. Прочность тепловыделяющих элементов ядерных реакторов. М., Атомиздат, 1975.
15. Ямников В. С. и др. «Атомная техника за рубежом», 1969, № 2, с. 21.
16. Орлов В. В. и др. «Атомная энергия», 1977, т. 42, вып. 1, с. 3.
17. Пшакин Г. М. В кн.: Ядерные константы. М., Атомиздат, 1976, т. 21, с. 208.
18. Юрченко Д. С. и др. In: Proc. IAEA Symp. on Design, Construction and Operating Experience of Demonstration LMFBR. Bologna, 10-14 Apr. 1978, IAEA-SM-225/60.
19. Алексин Л. А. и др. Ibid., IAEA-SM-225/62.

Поступила в Редакцию 17.07.78  
В окончательной редакции 17.11.78

УДК 621.039.526

## Расчетно-экспериментальное исследование натриевого пустотного эффекта реактивности

БЕЛОВ С. П., ГЕРАСИМОВ П. В., КАЗАНСКИЙ Ю. А., МАТВЕЕВ В. И., ПШАКИН Г. М., ТЮТЮННИКОВ П. Л.

При анализе безопасности проектируемых быстрых реакторов следует обязательно рассмотреть аварийные ситуации, связанные с частичным или полным удалением теплоносителя из активной зоны. Для энергетических реакторов с большой единичной мощностью этот вопрос приобретает особую остроту, поскольку в этом случае удаление натрия из активной зоны может привести к большому ( $\sim 1\%$   $\Delta k/k$ ) положительному эффекту реактивности.

Аварийная ситуация с удалением теплоносителя рассматривается как для полного осушения реактора, так и в рамках локальной аварии, когда теплоноситель удаляется из одной тепловыделяющей сборки (ТВС) или модуля (7 ТВС). Исследования динамики изменения реактивности при локальных авариях представляют особый интерес, поскольку они дают необходимую информацию для диагностики работающего реактора. Методы расчета натриевого пустотного эффекта реактивности (НПЭР) проверялись на урановых критических сборках-моделях БОР-60 (сборка БФС-21), БН-350 (сборка БФС-22), БН-600 (сборка БФС-24), а также непосредственно на БН-350.

### Метод расчета НПЭР

В настоящее время в практике проектных расчетов, в том числе и для определения НПЭР, наибольшее распространение имеет многогрупповое диффузионное приближение. В связи с этим и при расчетах экспериментов по НПЭР, выполненных на критических сборках, авторы в основном использовали расчетные программы, реализующие это приближение.

Величина НПЭР может быть получена как прямым методом (по изменению эффективного коэф-

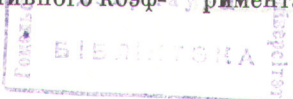
фициента размножения), так и по теории возмущений. Применимость теории возмущений в расчетах НПЭР с введением необходимых поправок является достаточно обоснованной [1]. Глобальный НПЭР может быть рассчитан как тем, так и другим методом. Локальный НПЭР можно рассчитывать только по теории возмущений.

Для расчетов НПЭР использовался каталог микроконстант БНАБ-70 с различными способами подготовки макроконстант при решении реакторной задачи: в традиционном групповом [2] и подгрупповом [3] приближениях. Расчеты проводятся в одномерной [2] и двумерной [4] геометриях. Одной из основных трудностей расчета НПЭР является его чувствительность к ядерным данным, используемым в расчетах.

### Экспериментальные методы исследования НПЭР

В эксперименте НПЭР определяется как разность состояний реактивности системы (реактора или критической сборки) с натрием и без натрия в выбранном объеме. Основная трудность при проведении таких экспериментов связана с обеспечением постоянства других параметров системы при удалении натрия. Удаление натрия из критическихборок осуществляется на стендах БФС следующими способами.

**Переборка экспериментальных каналов.** Этим способом измеряется НПЭР для значительных объемов. Способ трудоемок, так как необходимо в большом количестве ячеек заменить блочки с натрием на оболочки натриевых блочков. Было определено, что статистическая погрешность измерения реактивности при переборке одного экспериментального канала стенда БФС, вычисленная





как среднее квадратическое отклонение при многократных переборках, составляет  $\pm 8 \times 10^{-7} \Delta k/k$ , а при переборке  $n$  каналов  $\propto \sqrt{n}$  раз больше.

**Измерение эффективности «натриевой трубы».** В этом случае измеряется эффект реактивности от замены канала, заполненного натриевыми блоками, на канал, заполненный пустыми коробочками. Высота «натриевого столба» равна высоте активной зоны, а торцевые части заполнены тем же материалом, что и соседние экспериментальные каналы. Этот способ измерения обладает рядом экспериментальных достоинств, однако более сложен с точки зрения его расчетной интерпретации из-за необходимости учета анизотропии диффузии нейтронов по пустому каналу.

**Метод медленного осциллятора.** Экспериментальный стержень с составом активной зоны при помощи подъемного механизма перемещается по высоте так, что выбранный объем без натрия («натриевая полость») может быть выведен из центра активной зоны за торцевой экран непосредственно в процессе измерения. Изменение плотности нейтронов в критической сборке, связанное с этим перемещением, записывается в память ЭВМ и обрабатывается путем решения обращенного уравнения кинетики [5]. За цикл измерений длительностью 2 ч (20 пар перемещений) погрешность в определении изменения реактивности при введении натриевой полости составляет  $(2 \div 4) \cdot 10^{-7} \Delta k/k$ ; при этом учитывается поправка на дрейф реактивности системы со временем.

**Метод разгерметизации ТВС** в энергетическом реакторе состоит в том, что определяется состояние реактора по реактивности с загруженными герметичными ТВС; затем они извлекаются, разгерметизируются, загружаются в реактор, после

Таблица 1

НПЭР в критической сборке БФС-21,  $10^{-4} \Delta k/k$ 

Метод расчета	Число перебранных каналов				
	1	7	19	37	50
Эксперимент *	$-2,8 \pm 0,1$	$-21 \pm 1,8$	$-74 \pm 4$	$-146 \pm 4$	$-194 \pm 4,5$
Расчет по теории возмущений (константы БНАБ-64)	$-3,5$	$-28,7$	$-84$	$-166$	$-228$
Расчет по теории возмущений (константы БНАБ-70)	$-3,8$	$-30,8$	$-90,3$	$-178$	$-245$
Прямой расчет в $r$ -, $z$ -геометрии	—	—	—	—	$-211$

\* При определении реактивности в единицах  $\Delta k/k$  использовалось расчетное значение  $\beta_{эф}$ .

Таблица 2

НПЭР в критической сборке БФС-22 с поглощающим стержнем в центре активной зоны,  $10^{-4} \Delta k/k$ 

№ ряда	Полное число каналов в ряду	Эксперимент	Расчет по теории возмущений (константы БНАБ-70)	Расчет прямым методом (константы БНАБ-70)
1	10	$+1 \pm 0,1$	$+1,69$	—
2	16	$+0,47 \pm 0,1$	$+1,18$	—
3	33	$-0,61 \pm 0,11$	$+0,18$	—
4	28	$-2,52 \pm 0,18$	$-0,92$	—
5	34	$-4,12 \pm 0,21$	$-2,12$	—
6	40	$-6,5 \pm 0,25$	$-3,48$	—
7	46	$-9,65 \pm 0,46$	$-5,66$	—
$\sum_{i=1}^7$	196	$-21,9 \pm 1,0$	$-9,13$	$-5,16$

чего определяется состояние по реактивности при том же положении органов регулирования. Основная трудность в таком эксперименте заключается в том, чтобы после перегрузки экспериментальных ТВС восстановить идентичное состояние по температуре теплоносителя и положению органов регулирования. Тщательный контроль положения и калибровка органов регулирования, измерение температуры теплоносителя в процессе эксперимента, а также предварительное определение температурного изотермического коэффициента реактивности позволяют достаточно корректно вносить необходимые поправки и иметь суммарную погрешность для подобного эксперимента, например в реакторе БН-350,  $\pm 3 \cdot 10^{-5} \Delta k/k$ .

#### Результаты экспериментально-расчетных исследований НПЭР

**Критическая сборка БФС-21** — модель реактора БОР-60. В модели реактора (как и в самом реакторе БОР-60) НПЭР зависит в основном от компонентов утечки. В эксперименте применяли метод переборки топливных стержней [6]. Изменение реактивности определяли по изменению размножения системы в подкритическом состоянии, а также по догрузке активной зоны до критического состояния. Расчеты были проведены по теории возмущений и прямым методом (табл. 1).

Сравнение расчета и эксперимента НПЭР для сборки БФС-21 показывает, что расчет переоценивает компонент утечки в НПЭР на 10—20 %.

**Сборка БФС-22** — модель реактора БН-350. На этой сборке измеряли НПЭР вокруг центрального борного стержня эффективностью  $\sim 1 \% \Delta k/k$  [7]. Постановка такого эксперимента была вызвана тем, что для реакторов с объемом активной зоны  $> 1000$  л, имеющих общий отрицательный НПЭР, существуют отдельные области с положительным НПЭР, так как компонент замедления вблизи поглощающих стержней становится существенно более положительным.



Таблица 3

НПЭР в модели реактора БН-600 без борных компенсаторов

Расположение натриевой полости	Объем, из которого удален натрий, л	Количество удаленного натрия, кг	Эффект реактивности, $10^{-4} \Delta k/k$	
			эксперимент	расчет
В центре ( $h = 40$ см, 19 каналов)	17,1	4,75	$-1,09 \pm 0,06$	-0,453
В центре ( $h = H_{a.з.}$ , 36 каналов)	79,1	20,9	$-6,30 \pm 0,35$	-5,04
На периферии ( $h = H_{a.з.}$ , 71 канал)	156,5	43,3	$-10,0 \pm 0,4$	-7,33

Измерение НПЭР на сборке БФС-22 осуществлялось методом переборки технологических каналов, а реактивность определяли по периоду разгона. Расчеты проводили как по теории возмущений с поправкой на деблокирование резонансных сечений урана, так и прямым методом. Сравнение экспериментальных и расчетных значений НПЭР для сборки БФС-22 (табл. 2) показывает, что расчет завывает абсолютное значение компонента замедления, но достаточно корректно описывает распределение НПЭР вокруг сильнопоглощающего стержня.

**Сборка БФС-24 — модель реактора БН-600.** В критической сборке БФС-24 с полностью погруженной системой поглощающих компенсаторов НПЭР изучался двумя методами [8]: методом переборки в секторе  $60^\circ$  и методом натриевой трубы. Расчеты проводили по теории возмущений.

На рис. 1 показано распределение эффективности натриевой трубы по трем наиболее характерным радиальным направлениям. Значение глобального НПЭР в критической сборке БФС-24 для сектора  $60^\circ$  составляет  $-3,7 \cdot 10^{-4} \Delta k/k$  (расчет), в эксперименте методом переборки и интегрированием эффективности натриевой трубы соответственно  $(-4,6 \pm 0,2) \cdot 10^{-4}$  и  $(-9,0 \pm 0,5) \cdot 10^{-4} \Delta k/k$ . Значительное различие экспериментальных значений обусловлено неадекватностью геометрии при проведении измерений.

Сравнивая расчетное и экспериментальное распределение эффективности натриевой трубы (см. рис. 1), можно сказать, что в расчете недооценивается абсолютная величина НПЭР, но достаточно корректно описывается характер его объемного распределения в реакторе с системой поглощающих стержней.

В модели реактора БН-600 без борных компенсаторов методом переборки был измерен НПЭР для центральной области активной зоны, методом медленного осциллятора натриевую полость

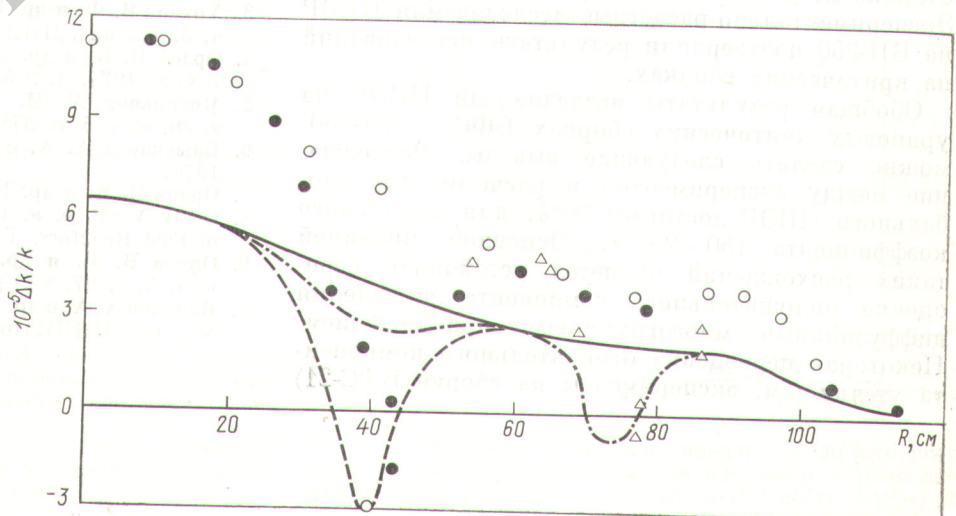
(40 см высотой) перемещали по высоте реактора от центральной плоскости за торцевой отражатель. Наиболее характерные высотные распределения НПЭР представлены на рис. 2.

Для центральной области были получены экспериментальные значения НПЭР с использованием разных методов измерения: медленный осциллятор (центральный канал)  $(-6,25 \pm 0,30) \cdot 10^{-6} \Delta k/k$ ; переборка 7 каналов в центре  $(-51,84 \pm 0,52) \cdot 10^{-6} \Delta k/k$ ; переборка 19 каналов в центре  $(-5,76 \pm 0,52) \cdot 10^{-6} \Delta k/k$ .

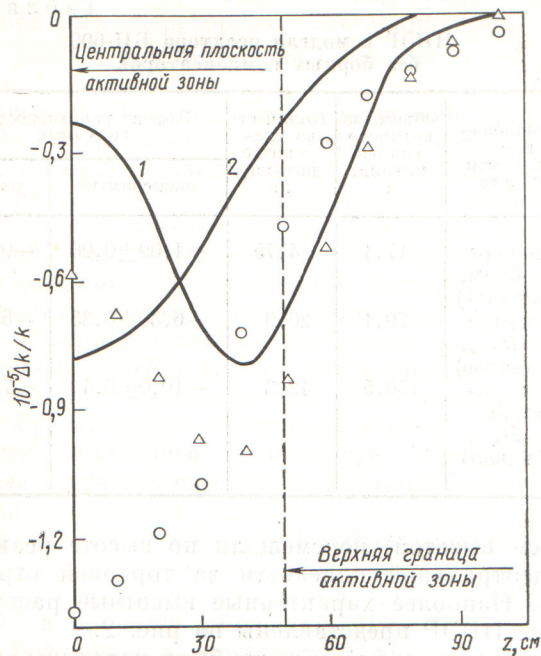
Согласие экспериментальных значений, полученных разными методами измерения, указывает на аддитивность эффекта при увеличении объема, из которого удален натрий. Это позволяет оценить НПЭР для различных объемов, учитывая пространственное распределение, измеренное методом медленного осциллятора.

Расчеты по теории возмущений (табл. 3) подтвердили еще раз выводы по экспериментам на других сборках БФС:

Рис. 1. Радиальное распределение эффективности натриевой трубы в критической сборке БФС-24 через ячейку стержня аварийной защиты (— расчет, ○ — эксперимент); через борный компенсатор первого кольца (--- расчет, ● — эксперимент); через борный компенсатор второго кольца (- · - · - расчет, △ — эксперимент)







Р и с. 2. Аксиальное распределение эффективности натриевой полости ( $h = 40$  см) в центре критической сборки БФС-24 (1 — расчет,  $\Delta$  — эксперимент) и на границе активная зона — боковой экран (2 — расчет,  $\circ$  — эксперимент)

пространственное распределение НПЭР описывается расчетом по теории возмущений достаточно корректно;

расчет недооценивает абсолютную величину эффекта, особенно в центральной области, где преобладает компонент замедления.

**Реактор БН-350.** Измерения НПЭР в БН-350 проводили методом разгерметизации одновременно 2—3 экспериментальных ТВС [9]. Экспериментальные и расчетные значения НПЭР в пересчете на одну ТВС БН-350 представлены в табл. 4. Экспериментально-расчетные исследования НПЭР на БН-350 подтвердили результаты исследований на критических сборках.

Обобщая результаты исследований НПЭР на урановых критических сборках БФС и БН-350, можно сделать следующие выводы. Расхождение между экспериментом и расчетом для глобального НПЭР достигает 30%, для локального коэффициента 150—200%. Основной причиной таких расхождений является устойчивая переоценка положительного компонента замедления диффузионным многогрупповым приближением. Некоторая переоценка отрицательного компонента утечки (см. эксперименты на сборке БФС-21)

Таблица 4

НПЭР в реакторе БН-350,  $10^{-5} \Delta k/k$ 

Место измерения	Расстояние от центра активной зоны, см	Эксперимент	Расчет	
			одномерная теория возмущений*	двумерная теория возмущений
Зона малого обогащения	9,85	$-6,7 \pm 1,5$	-3,0	-5,8
	19,7	$-4,6 \pm 1,5$	-3,4	-6,0
	39,4	$-0,5 \pm 1,5$	-5,5	-6,6
	54,6	$-10,1 \pm 1,5$	-8,1	-7,6
Зона большого обогащения	59	$-7,4 \pm 1,0$	-9,6	-8,0
	69	$-9,8 \pm 1,0$	-13,1	-8,7
	78,7	$-8,8 \pm 1,0$	-7,1	-5,2
Экран	98,5	$-1,8 \pm 1,5$	-0,2	-0,2

\* В одномерные расчеты введена поправка на НПЭР из торцевых экранов, полученная из прямых двумерных расчетов.

компенсирует завышение положительной части глобального НПЭР для реакторов типа БН-350 и БН-600. Очевидно, для реакторов с большим объемом активной зоны и особенно с плутониевым топливом, где основную роль будет играть компонент замедления, различие между экспериментом и расчетом в глобальном НПЭР будет превышать 30%. Одна из основных причин расхождений связана с погрешностями используемой системы констант. Так, в работе [10] показано, что константная составляющая погрешности расчетов НПЭР с каталогом БНАБ-70 приблизительно равна  $0,5\% \Delta k/k$  в глобальном НПЭР.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Хаммел Г., Окрент Д. Коэффициенты реактивности в больших энергетических реакторах на быстрых нейтронах. М., Атомиздат, 1975.
2. Маркелов И. П. и др. В кн.: Сборник докладов по программам и методам физического расчета быстрых реакторов. Димитровград, изд. НИИАР, 1975, с. 34.
3. Хохлов В. Ф. и др. В кн.: Ядерные константы. Вып. 8, ч. 3. М., изд. ЦНИИАтоминформ, 1972, с. 3.
4. Орлов В. В. и др. In: Fast Reactor Power Station. L., VNES, 1974, p. 255.
5. Могильнер А. И. и др. «Атомная энергия», 1974, т. 36, вып. 5, с. 358.
6. Блыскавка А. А. и др. Препринт ФЭИ-201. Обнинск, 1970.
7. Орлов В. В. и др. Препринт ФЭИ-306. Обнинск, 1972.
8. Orlov V. V. et al. In: Proc. Intern. Symp. on Physics of Fast Reactors. Tokyo, 16-19 Oct. 1973, v. 1, p. 571.
9. Орлов В. В. и др. «Атомная энергия», 1974, т. 36, вып. 2, с. 97.
10. Ваньков А. А. и др. В кн.: Ядерные константы. Вып. 16. М., изд. ЦНИИАтоминформ, 1974, с. 20.

Поступила в Редакцию 21.09.78