

УДК 539.125.52:621.039.51.12

Оценка погрешностей некоторых расчетных моделей быстрых реакторов

КУЗЬМИНОВ В. В., ДУДНИКОВ А. А., СЛЕСАРЕВ И. С., СИРОТКИН А. М.

В настоящее время, в связи с заменой традиционных источников энергии ядерными и возросшим использованием ядерной энергии, существенно повысились требования к точности расчетных исследований. В связи с этим важно получить оценки погрешностей, возникающих из-за приближений уравнения переноса, неточности задания геометрических, плотностных и других характеристик элементов реактора, и, наконец, упрощения геометрической формы неоднородностей в реакторе. Последнее обуславливается трудностями расчета нейтронно-физических характеристик реактора (т. е. решения соответствующего уравнения переноса нейтронов) в условиях сложной трехмерной геометрии среды. Знание указанных погрешностей необходимо для проведения правильной коррекции ядерных констант, для определения гарантированных значений основных характеристик энергетических реакторов, а также корректной оценки эффективности их систем управления и безопасности.

Целью настоящей работы является определение порядка погрешностей, связанных с использованием

в расчетных исследованиях традиционных приближенных пространственных моделей типичных энергетических быстрых реакторов. В качестве базовой («точной») принята трехмерная зонавая модель. Зоны реактора (зоны выгорания и зоны обогащения, экраны) представлены коническими цилиндрами с постоянными нейтронно-физическими свойствами. Предполагается, что касоды управления и защиты достаточно корректно изображаются коническими зонами, центры которых могут быть произвольно размещены внутри активных зон. Трехмерная базовая модель реактора (разрез по плоскости $\varphi = 0$) показана на рис. 1. Сложность базовой модели часто приводит на практике к необходимости ее упрощения. Приведем некоторые общепринятые приближения по отношению к базовой, расчетные модели (см. рис. 1):

1. Двумерная модель с круговыми зонами (круговая). Свойства активных зон, боковых экранов и органов системы управления и защиты (СУЗ) усредняются по высоте; торцевые экраны имитируются эффективной длиной, а участки нейтронов в аксиальном направлении — заданием дополнительного «сечения» поглощения вида $\kappa^2 D$, где κ^2 — квадратика, D — средний коэффициент диффузии.

2. Двумерная модель в $R - \varphi$ -геометрии (секторная). Основные упрощения совпадают с моделью 1, а круговые зоны экрана СУЗ приближенно заменяются частями сектора эквивалентной площади. Эта модель проще предшествующей ввиду удобства описания свойств реактора в единой системе координат $R - \varphi$.

3. Одномерная модель с кольцевыми зонами СУЗ (кольцевая). Дополнительным упрощением является замена системы отдельных СУЗ круговой или секторной формы, равноудаленных от центра реактора, кольцевой зоной. Толщина кольца равна диаметру круговой зоны СУЗ, а его свойства $\Sigma_{СУЗ}$ получаются усреднением (с весом площади S) свойств СУЗ $\Sigma_{СУЗ}$ и зоны Σ_3 , в которую она введена:

$$\Sigma = \sum_{СУЗ} \frac{S_{СУЗ} \Sigma_{СУЗ}}{S_K} + \sum_3 \frac{S_3}{S_K},$$

где $S_{СУЗ}$ — площадь, занятая СУЗ в кольце, а $S_3 = S_K - S_{СУЗ}$ (S_K — площадь кольца).

4. Одномерная модель с гомогенизацией СУЗ (гомогенная). Эта простейшая модель, в которой свойства СУЗ и соответствующей зоны реактора смешиваются в соответствии с их площадями.

Перечисленные модели расположены в порядке убывания их сложности. Во избежание дополнительных источников расхождения результатов сравнительные

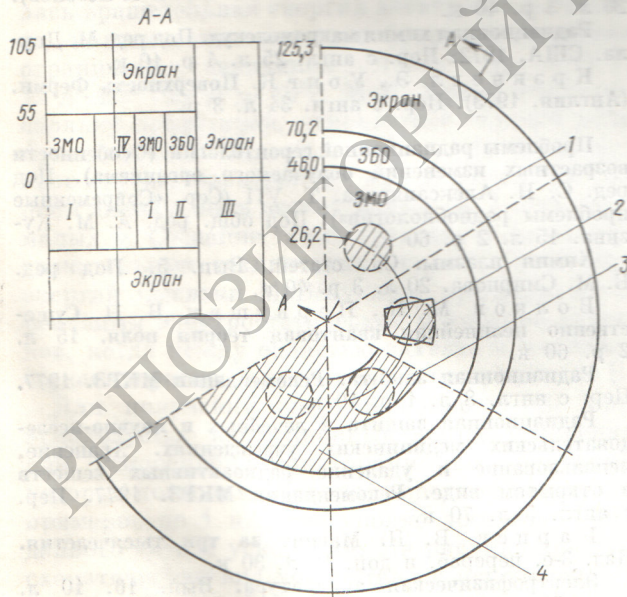


Рис. 1. Расчетные модели реактора

1 — круговая; 2 — секторная; 3 — кольцевая; 4 — гомогенная

Макроскопические сечения зон реактора

Таблица 1

Группа	Константы	I	II	III	IV	Урановые стержни	Борные стержни
1	$D, \text{см}$	2,561	3,668	1,614	3,724	3,738	1,53
	$\Sigma_{ad}, \text{см}^{-1}$	0,009954	0,007444	0,01577	0,005839	0,005059	0,0141
	$\nu\Sigma_F, \text{см}^{-1}$	0,007662	0,010225	0,003528	0,003695	0,0009643	—
2	$D, \text{см}$	1,5373	2,1658	0,9514	2,1527	2,1639	0,664
	$\Sigma_{ad}, \text{см}^{-1}$	0,005022	0,004638	0,006686	0,002532	0,001507	0,0523
	$\nu\Sigma_F, \text{см}^{-1}$	0,005158	0,006645	0	0,002506	0	—
	$\Sigma^{1 \rightarrow 2}, \text{см}^{-1}$	0,00629	0,002958	0,012699	0,003935	0,004067	0,0026

Расчетные значения $k_{эф}$ и погрешности приближенных моделей

Таблица 2

Стержни	Базовая (точная) трехмерная	Двумерная круговая	Двумерная секторная	Одномерная кольцевая	Одномерная гомогенная
Урановые	$k_{эф}$ 0,9877	-0,39	-0,36	-0,29	-0,25
Борные	0,9300	-3,1	-3,3	-3,8	-4,9
			$\Delta k_{эф}/k_{эф}, \%$		

исследования погрешностей моделей желательно проводить единым расчетным методом. Таким методом, позволяющим рассчитывать поле нейтронов в системах с произвольной геометрией зон, является метод вложенных элементов [1-3], реализованный в программах «INTEL» и «LEM» и использованный в данных исследованиях. Погрешность расчетных моделей определяли для типичной композиции быстрого газоохладяемого реактора (см. рис. 1), свойства зон которого приведены в табл. 1. Расчеты коэффициента размножения реактора $k_{эф}$ и квазикритических распределений в присутствии СУЗ проводили в двухгрупповом диффузионном приближении. Вариация этих характеристик при использовании приближенных моделей и являлась мерой погрешности последних. Рассматривали два

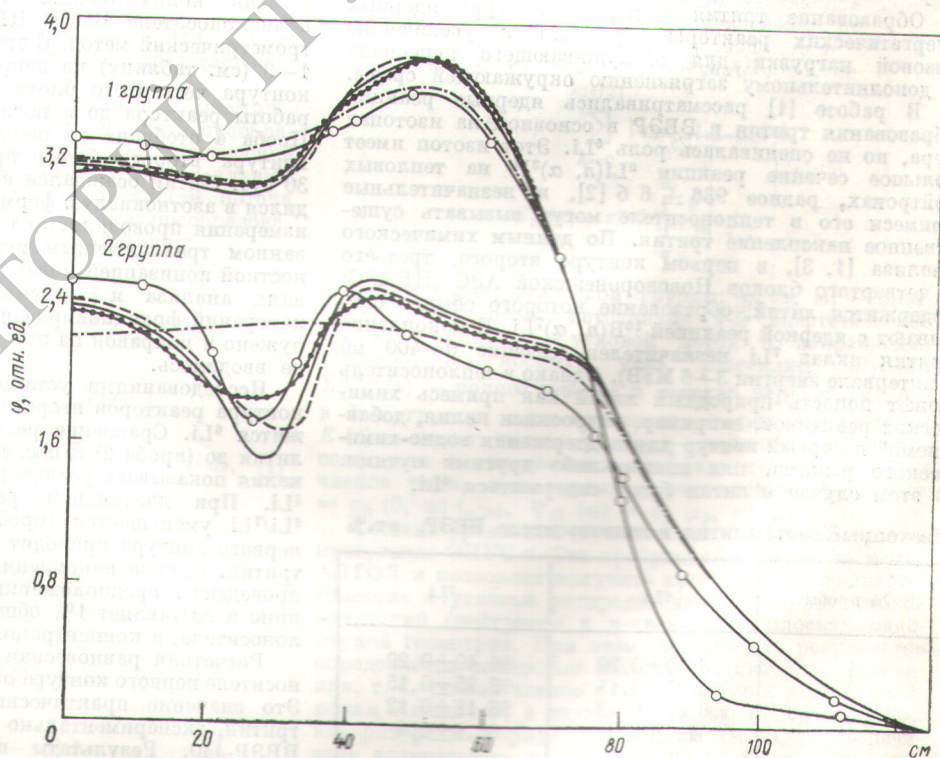


Рис. 2. Пространственное распределение плотности потока нейтронов в плоскости $z=0$ по прямой, проходящей через центр реактора и борный СУЗ в расчетных моделях (1-я и 2-я группы):

○ — базовая; — — — кольцевая; - - - секторная; ● — гомогенная

органа управления — борные (поглотители) и урановые (компенсаторы) стержни, погруженные в зону малого обогащения (ЗМО). Органы СУЗ в виде цилиндрических зон были расположены симметрично по азимутальному углу θ на равном расстоянии от центра ЗМО. Результаты расчета $k_{эф}$ быстрого реактора, описываемого перечисленными моделями, вместе с погрешностями моделей представлены в табл. 2. Как и следовало ожидать, наибольшее расхождение результатов наблюдается для модели с борными стержнями, значительно деформирующими нейтронное поле в реакторе. При переходе от базовых моделей к двумерным моделям изменение расчетной величины $k_{эф}$ вызывается приближенным моделированием не только СУЗ, но и реактора в целом, что и объясняет большое значение эффекта. Уменьшение блокировки поглощения борных стержней при переходе к более упрощенным моделям вызывает кажущееся повышение их эффективности. Погрешности моделей влияют на распределение плотности потока нейтронов ϕ (см. рис. 2, где показано распределение ϕ в плоскости $z=0$, соответствующей уровню погружения стержней, по прямой, проходящей через центр зоны ЗМО и СУЗ). Интересно отметить заметную чувствительность ϕ к расположению центра тяжести стержня: смещение центра тяжести секторного

органа управления по сравнению с круговым вызывает соответствующее смещение минимума ϕ .

Наличие разнородных свойств у системы урановых стержней (компенсаторов) усложняет природу деформации поля нейтронов, изменения $k_{эф}$ и затрудняет предсказание такого измерения.

Результаты исследований показывают, что необходимо учитывать погрешности, связанные с использованием расчетных моделей, а также их оценки для других стандартных ситуаций, возникающих при проектировании быстрых реакторов различных типов.

Поступило в Редакцию 25.XI.77

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Слесарев И. С., Сироткин А. М. «Атомная энергия», 1975, т. 38, вып. 6, с. 419.
2. Слесарев И. С., Сироткин А. М. «Журн. вычисл. мат. и мат. физ.», 1976, т. 16, № 2, с. 399.
3. Слесарев И. С., Сироткин А. М. Вариационно-разностные схемы в теории переноса нейтронов. М., Атомиздат, 1978.

удк 621.039.58:621.311.2

Оценка накопления трития в ВВЭР с учетом вклада ${}^6\text{Li}$

ГОЛУБЕВ Л. И., ИЛЯСОВ В. М., НОВИКОВ Ю. Б., БЕЛЫШЕВА Л. Я., СУБРИН Н. Н.

Образование трития в первом контуре ядерных энергетических реакторов приводит к увеличению дозовой нагрузки для обслуживающего персонала и дополнительному загрязнению окружающей среды.

В работе [1] рассматривались ядерные реакции образования трития в ВВЭР в основном на изотопах бора, но не оценивалась роль ${}^6\text{Li}$. Этот изотоп имеет большое сечение реакции ${}^6\text{Li}(n, \alpha){}^3\text{H}$ на тепловых нейтронах, равное 936 ± 6 б [2], и незначительные примеси его в теплоносителе могут вызывать существенное накопление трития. По данным химического анализа [1, 3], в первом контуре второго, третьего и четвертого блоков Нововоронежской АЭС (НВАЭС) содержится литий, образование которого обычно связывают с ядерной реакцией ${}^{10}\text{B}(n, \alpha){}^6\text{Li}$. В накопление трития вклад ${}^7\text{Li}$ незначителен (сечение 0—400 мб в интервале энергии 3—6 МэВ). Однако в теплоносителе может попасть природный литий как примесь химических реактивов, например, гидроокиси калия, добавляемой в первый контур для поддержания водно-химического режима, или какими-либо другими путями. В этом случае в литии будет содержаться ${}^6\text{Li}$.

Для количественной оценки концентрации ${}^6\text{Li}$ в теплоносителе ВВЭР НВАЭС применен масс-спектрометрический метод. С этой целью отбирались пробы 1—3 (см. таблицу) из непрерывной продукки первого контура четвертого блока [4] через несколько суток работы реактора до и после ввода гидроокиси калия. Проба 4 отобрана из непрерывной продукки первого контура второго блока при работе реактора более 30 сут. Литий осаждался в виде фосфата [5] и переводился в азотнокислую форму. Масс-спектрометрические измерения проводились на приборе МИ-1201, оборудованном трехлучевым источником ионов с поверхностной ионизацией молекул [6]. При выбранных условиях анализа и значении приборной погрешности измерений фракционирование изотопов лития не обнаружено и поправок на этот эффект в результат анализа не вводилось.

Исследованиями установлено, что в воде первого контура реакторов второго и четвертого блоков содержится ${}^6\text{Li}$. Сравнение результатов измерения состава лития до (проба 2) и после (проба 3) ввода гидроокиси калия показывает увеличение процентного содержания ${}^6\text{Li}$. При длительной работе реактора отношение ${}^6\text{Li}/{}^7\text{Li}$ уменьшается (проба 4). Наличие ${}^6\text{Li}$ в воде первого контура приводит к повышенному накоплению трития. Оценка накопления трития при активации ${}^6\text{Li}$ проведена в предположении, что содержание ${}^6\text{Li}$ постоянно и составляет 1% общего количества лития в теплоносителе, а концентрация последнего равна 0,4 мг/л.

Расчетная равновесная активность трития в теплоносителе первого контура оказалась равной $7 \cdot 10^{-5}$ Ки/л. Это значение практически совпадает с активностью трития, экспериментально измеряемой в теплоносителе ВВЭР-440. Результаты исследований подтверждают

Изотопный состав лития в теплоносителе ВВЭР, ат. %

№ пробы	${}^6\text{Li}$	${}^7\text{Li}$
1	$3,60 \pm 0,20$	$96,40 \pm 0,20$
2	$6,05 \pm 0,15$	$93,95 \pm 0,15$
3	$6,82 \pm 0,12$	$93,18 \pm 0,12$
4	$1,4 \pm 0,4$	$98,6 \pm 0,4$