

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Адамов Е.О., Ионов А.И., Подлазов Л.Н., Черкашов Ю.М. Расширенный анализ первой стадии развития процесса аварии на 4-м энергоблоке ЧАЭС. 1-я Межд. рабочая группа по тяжелым авариям и их последствиям, 30 октября—3 ноября 1989 г., Дагомыс, Сочи. М.: Наука, 1990, с. 33—38.
2. Краюшкин А.В., Кубарев А.В., Токаренко В.Ф. и др. Моделирование начальной фазы аварии на IV энергоблоке ЧАЭС. — Там же, с. 39—47.
3. Информация об аварии на Чернобыльской АЭС и ее последствиях, подготовленная для МАГАТЭ. — Атомная энергия, 1986, т. 61, вып. 5, с. 300—320.
4. Aksenov R.M., Kovalenko O.V., Sirotkin V.K., Zverev A.A. Fuel Rod Failure and Fuel Disintegration under RIA Conditions: Prepr. IAE-5485/5, 1992.
5. Аксенов Р.М., Коваленко О.В., Сироткин В.К. Модель динамического разрушения тепловыделяющего элемента реактора при неконтролируемом введении положительной реактивности. — ПМТФ, 1993, № 6, с. 142—149.
6. Афремов Д.А., Сироткин В.К. Дисперсный состав частиц, образующихся при взаимодействии капли расплавленного топлива с теплоносителем. — Атомная энергия, 1995, т. 78, вып. 1, с. 21—27.
7. Зверев А.А., Сироткин В.К. Генерация волн в неравновесной многокомпонентной среде. — Там же, 1994, т. 77, вып. 5, с. 371—379.
8. Броуд Г., Шустер С. Гидравлические удары и безопасность реакторов на кипящей воде — возможности численных методов. — В сб.: Механика: новое в зарубежной науке. М.: Мир, 1972, с. 161—165.
9. Ландау Л.Д., Лифшиц Е.М. Теория упругости. М.: Наука, 1987.

Поступила в Редакцию 15.06.95

УДК 621.039.573

ВЕРИФИКАЦИЯ МЕТОДИК РАСЧЕТА ХАРАКТЕРИСТИК ИМПУЛЬСНОГО ГРАФИТОВОГО РЕАКТОРА

*Васильев А.П., Горин Н.В., Кандиев Я.З., Козыбаев Р.М., Малышкин Г.Н.,
Самарин С.И., Шмаков В.М. (РФЯЦ — ВНИИТФ),
Павшук В.А. (РНЦ «Курчатовский ин-т»), Казьмин Ю.М., Пахниц В.А.,
Черепнин Ю.С. (Национальный ядерный центр Республики Казахстан)*

Импульсные уран-графитовые реакторы позволяют изучать поведение твэлов и ТВС различных типов энергетических реакторов в условиях, максимально приближенных к возможным штатным и аварийным ситуациям [1]. Они безопасны, дешевы, надежны, что подтверждается 30-летним опытом эксплуатации ИГР [2] и TREAT [3].

Во ВНИИТФ совместно с РНЦ «Курчатовский ин-т», ОКБМ и ИАЭ НЯЦ РК ведется разработка многоканального импульсного графитового реактора МИГР [4], предназначенного для исследований безопасности энергетических реакторов. Для надежного расчета его нейтронно-физических характеристик верифицированы программы решения трехмерных задач переноса частиц методом Монте-Карло (российские ПРИЗМА-Д [5] и КЛАН [6] с библиотекой нейтронных констант БАС [7] и американская MCNP-4A [8]) и методика оценки параметров импульсов мощности уран-графитового реактора на тепловых нейтронах.

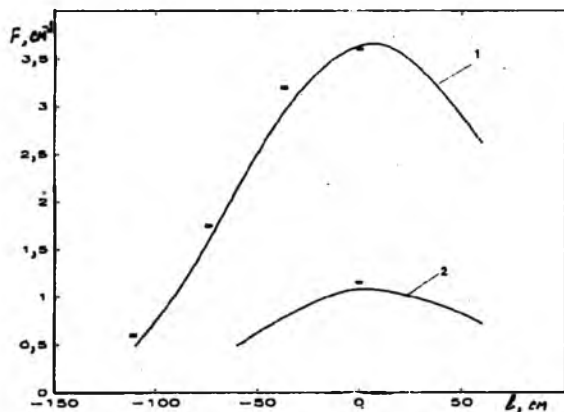
Расчетные методики. Основным назначением программы ПРИЗМА-Д является численное моделирование экспериментов на импульсных реакторах. Ее особенность — специальные источники нейтронов деления, распределенные по собственной функции в активной зоне. Для уменьшения ограничений в применении неаналогового моделирования разделены процессы получения источника и моделирования траекторий. Неаналоговое моделирование дает возможность существенно повысить эффективность расчета событий, имеющих малую вероятность.

Основное назначение программы КЛАН — расчет критических параметров размножающих систем с делящимися материалами: $k_{эф}$, времени жизни мгновенных нейтронов, функций распределения и т.д.

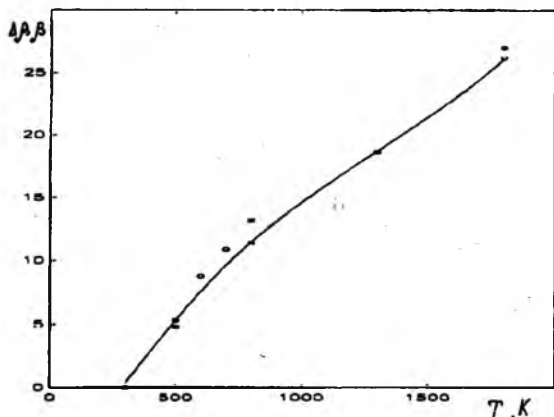
Т а б л и ц а 1. Результаты верификации

Параметр	Температура активной зоны, °C	Эксперимент	Программа	
			КЛАН	МСНР
Время жизни нейтронов, мс	18	$0,97 \pm 0,03$	1,03(2)	—
$k_{\text{эф}}$ при выведенных стержнях управления и введенной подвижной части кладки в критическом состоянии при выведенной подвижной части кладки в критическом состоянии при различных положениях стержней управления и различной температуре активной зоны	18	$1,252 \pm 0,014$ [10]	1,25(0,5)	1,24(0,4)
	18	1	0,999(0,5)	1,01(0,2)
	13	1	—	1,002(0,4)
	50	1	0,992(0,4)	0,992(0,4)
	476	1	0,998(0,5)	0,998(0,4)
	794	1	1,002(0,5)	1,006(0,4)
при выведенных стержнях и введенной в активную зону решетки из 40 полос	14	± 1 [10]	—	0,994(0,4)

Примечание. В скобках указана погрешность, %.



Р и с. 1. Зависимость флюенса тепловых ($\times 10^{16}$) (1) и быстрых нейтронов ($\times 10^{15}$) (2) от расстояния до центра активной зоны: — — эксперимент; • — расчет по программе ПРИЗМА-Д



Р и с. 2. Зависимость температурного эффекта реактивности от температуры активной зоны: — — эксперимент; *, O — расчет по программе ПРИЗМА-Д и МСНР соответственно

Для верификации методики оценки параметров импульсов использованы экспериментальные параметры импульсов делений серии 107Ф. Часть пусков серии проведена при начальной температуре активной зоны, близкой к комнатной, другая часть — с предварительно разогретой активной зоной.

В расчетную модель заложен реальный способ производства импульса. Результаты расчетов представлены в табл. 2. Избыточная реактивность относительно мгновенной критичности и начальная температура активной зоны в расчете заданы равными экспериментальным. Расчетные и экспериментальные параметры импульсов — период разгона, максимальная интенсивность, полуширина, момент достижения максимума импульса относительно начала движения стержней и конечная температура во всем диапазоне избыточной реактивности и начальной температуры активной зоны совпали, в основном, с погрешностью до 10%, следовательно, предложенная методика оценки с константами, вычисленными по программам ПРИЗМА-Д и МСНР, с погрешностью 10% описала параметры импульсов делений ИГР.

В дальнейшем работы по верификации расчетных методик необходимо

продолжить. Для этого требуется проведение трехмерных экспериментов на ИГР со специально созданным «перскосом» нейтронного поля при различной температуре.

Т а б л и ц а 2. Экспериментальные (первая цифра) и расчетные параметры (вторая цифра) импульсов ИГР

Характеристика	Номер пуска											
	Ф3	Ф4	Ф6	Ф9	Ф10	Ф11	Ф15	Ф18	Ф20	Ф22	Ф24	Ф25
Скачок реактивности, β	0,38	1,6	-0,32	2,51	4,09	-0,78	1,28	0,91	0,78	0,72	0,58	0,14
Температура активной зоны начальная, °C	18,5	21,5	26,8	19,3	28,8	47	167	330	476	614	739	794
Период разгона, с	0,29	0,084	2,59	0,054	0,033	—	0,105	0,144	0,17	0,18	0,226	0,51
	0,29	0,085	2,85	0,054	0,033	33,2	0,106	0,15	0,17	0,18	0,225	0,51
Максимальная мощность, ГВт	0,098	0,97	0,0045	2,57	9,1	0,0001	1,16	0,67	0,67	0,7	0,52	0,13
	0,10	1,12	0,0046	2,77	8,1	0,0001	1,09	0,72	0,67	0,68	0,45	0,11
Ширина импульса, с	1,2	0,327	20	0,19	0,123	170	0,33	0,55	0,62	0,69	0,88	2,7
	1,25	0,325	20,8	0,21	0,13	149	0,4	0,56	0,65	0,68	0,88	2,75
Температура активной зоны конечная, °C	102	166	74	—	—	65,4	310	438	609	760	882	873
	108	201	78	268	407	65,7	335	480	626	751	854	878

Таким образом, программы ВНИИТФ с константами БАС, американская программа MCNP и методика оценки параметров импульсов делений верифицированы на экспериментальных результатах ИГР и доказана их работоспособность для расчета импульсных графитовых тепловых реакторов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Асмолов В.Г. Результаты исследований тяжелых аварий водоохлаждаемых реакторов. — Атомная энергия, 1994, т. 76, вып. 4, с. 282—302.
2. Курчатов И.В., Фейнберг С.М., Доллежал Н.А. и др. Импульсный графитовый реактор ИГР. — Там же, 1964, т. 17, вып. 6, с. 463—474.
3. Фройнд Г.А., Искендерян Х.П., Оксент Д. Импульсный реактор TREAT с графитовым замедлителем для экспериментов по кинетике. Докл. Р-1848 на 2-й Женевской конф. по мирному использ. атомной энергии, 1958, т. 10, с. 461.
4. Pavshook V., Vasilyev A., Kiryushin A. et al. A concept of the multichannel pulse graphite reactor MIGR. — In: Intern. Embedded Top. Meet. «Physics, Safety and Applications of Pulse Reactors», 1994, p. 274—280, 13—17 November, Washington, D.C.
5. Arnautova M.A., Kandiev Ya.Z., Lukhminsky B.E., Malishkin G.N. Monte-Carlo simulation in nuclear geophysics. Incomparision of the PRIZMA Monte-Carlo program and benchmark experiments. — Nucl. Geophys., 1993, v. 7, № 3, p. 407—418.
6. Гребенкин К.Ф., Орлов А.И. Модифицированная газовая модель термализации нейтронов. Препринт ВНИИТФ № 67, 1994.
7. Васильев А.П., Кандиев Я.З., Читайкин В.И. Расчеты некоторых опытов на системах из урана-235 и урана-238 со спектральными нейтронными константами БАС. — В кн.: Нейтронная физика, 1984, т. 2, с. 119—123.
8. RSIC Computer Code Collection, MCNP-4A. Monte-Carlo N-Particle Transport Code System. ORNL, 1993.
9. Клипин Дж. Физические основы кинетики ядерных реакторов. М.: Атомиздат, 1967.
10. Павшук В.А., Талызин В.М. Измерение запаса реактивности реактора ИГР. — Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1981, вып. 5(18).