

## ЭКСПЕРИМЕНТЫ В ПОДДЕРЖКУ РАЗМЕЩЕНИЯ МОХ-ТОПЛИВА В РЕАКТОРЫ ВВЭР

**А.Л. Кочетков, И.П. Матвеевко, Е.В.Рожихин, А.М.Цибуля**

*ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск*



В соответствии с национальной программой, избыточный плутоний в виде реакторного топлива (МОХ) планируется к применению на действующих российских реакторах БН и ВВЭР. Программа нейтронных экспериментов, необходимых для лицензирования зон реакторов ВВЭР-1000 с МОХ-топливом, сертификации расчетных кодов и приобретения национального опыта проводилась на стенде БФС-1 (ГНЦ РФ-ФЭИ, г. Обнинск). В работе представлены результаты этих экспериментов и их анализ.

### ВВЕДЕНИЕ

После принятия программы размещения смешанного уран-плутониевого оксидного (МОХ) топлива в реакторы ВВЭР в начале 90-х годов, которая является частью общенациональной программы утилизации плутония, Курчатовским институтом (г. Москва) и ГНЦ РФ-ФЭИ был согласован план экспериментов в поддержку ее реализации. В этой программе отмечается отсутствие национального опыта, необходимого для лицензирования размещения заметных количеств (более трети загрузки) МОХ-топлива в действующие реакторы ВВЭР и для проверки расчетных данных. В согласованной программе экспериментов подчеркивается, что специалисты Курчатовского института обладают значительным опытом работ и необходимой экспериментальной базой в области исследований реакторов ВВЭР с традиционным урановым топливом, однако их стенды, так же, как и многие другие стенды в твэльной геометрии в России, не имеют ни опыта, ни лицензии на работы со значительными количествами плутониевого топлива. Такую лицензию имеют стенды БФС [1] в ФЭИ, однако эти стенды и использующиеся на них методики, были ориентированы на реакторы с быстрым спектром нейтронов, и до недавнего времени не имели опыта и лицензии на работы с водой. Представлялось, что проще получить лицензию для стендов БФС на работы с водой, чем лицензию на работы с плутонием в Москве, на стендах Курчатовского института. Таким образом, эксперименты в поддержку размещения МОХ-топлива в реакторы ВВЭР было решено проводить на стендах ФЭИ. Для проведения работ, Курчатовский институт передал в ФЭИ 1000 традиционных урановых твэл типа ВВЭР, а в НИИАРе (г. Димитровград) были изготовлены и доставлены в хранилище стендов БФС 150 МОХ-твэл. Работы в ФЭИ начались в 1999 г. на стендах МАТР [2–4] и РФ-ГС [3, 4], где проводилась программа отладки экспериментальных и расчетных методик. Определяющая экспериментальная программа осуществлялась затем на установке БФС-1. Для экспериментов был изготовлен специальный бак для размещения твэлов типа ВВЭР

с водой на стенде БФС-1. Основной целью проводимых исследований по заказу научного руководителя (Курчатовский институт) являлось изучение радиальных распределений полей энерговыделений методом гамма-сканирования облученных твэл, в особенности в районах стыка зон с урановым и МОХ-топливом. Результаты проведенных измерений на серии критических сборок БФС-93 и их предварительный анализ представлены в настоящей статье.

Кроме гамма-сканирования облученных твэл, экспериментальная программа на серии БФС-93 включала измерения спектральных индексов различными методами для оценки надежности расчетного предсказания спектра нейтронов, и измерений эффектов реактивности поглотителей, для оценки влияния МОХ-топлива на эффективность органов регулирования.

### ОПИСАНИЕ КРИТИЧЕСКИХ СОСТОЯНИЙ

Состав критических конфигураций серии БФС-93 приводится в табл. 1.

Традиционная геометрия стендов БФС (трубы, блочки с диаметром около 5 см) позволяет легко моделировать разнообразные варианты зон, прежде всего, быстрых реакторов, однако имеется опыт изучения реакторов и с утепленным спектром нейтронов (с использованием блочков полиэтилена [5]). Для проведения настоящих исследований был изготовлен специальный алюминиевый бак (см. рис. 1), заполняемый водой или раствором борной кислоты, с традиционным шагом решетки ВВЭР 12.7 мм, в котором размещались либо стандартные урановые, которые уже применялись в экспериментах ранее [6, 7], или урановые и МОХ-твэлы, изготовленные специально для этой программы и применявшиеся впервые, все диаметром 9.15 мм.

Бак размещался в центр стенда и окружался подобранным драйвером из труб и блочков БФС обогащенного и обедненного диоксида урана и полиэтилена в традиционной геометрии стенда (шаг установки труб 51 мм).

Обогащение элементов: 4.4% для стандартных твэл ВВЭР, 4.4% (все делящиеся ко всем тяжелым ядрам) для МОХ-твэл, изготовленных в НИИАР по вибротехнологии и 4.0% обогащение для урановой ячейки труб драйвера БФС.

В конфигурациях с водой использовались стальные имитаторы, которые размещались в баке на границе, чтобы сделать драйвер более эффективным, т.к. стержни регулирования стенда располагались в нем. В конфигурациях с борной кислотой они не требовались, и на их месте располагались урановые твэлы. Основной отражатель (боковой экран-1) состоял из алюминиевых труб БФС, заполненных полиэтиленом. На внешней границе сборки за БЭ-1 располагалось некоторое количе-

Таблица 1

**Критические состояния серии БФС-93**

БФС-93-		-1	-2	-3	-4	-5	-6
Al Бак	UOX-твэлы (шт)	397	276	463	336	463	336
	МОХ-твэлы (шт)	–	127	–	127	–	127
	SS-имитаторы (шт)	66	60	–	–	–	–
Стальные трубы драйвера (шт)		167	161	140	135	81	89
Al трубы драйвера (шт)		–	–	–	–	47	39
Боковой экран-1 (Al оболочка), шт		363	364	363	363	360	360
Боковой экран-2 (оболочка SS), шт		398	369	267	267	264	264
H <sub>2</sub> BO <sub>3</sub> концентрация, г/л		0	0	4	4	7	7
K <sub>эфф</sub> , эксперимент ±0.0005 (1σ)		1.0006	1.0000	1.0012	1.0011	1.0008	1.0010
K <sub>эфф</sub> , расчет (MNCР, 1σ)		0.9996	1.0009	1.0016	1.0019	1.0012	1.0013

ство труб БЭ-2 – стандартного отражателя стенда, наполненного блоками обедненной двуокиси урана.

### ОПИСАНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ МЕТОДОВ И РЕЗУЛЬТАТЫ

Использовались несколько экспериментальных методов, разработанных на стендах БФС применительно к быстрым спектрам нейтронов, большинство из которых впервые применялись к тепловому спектру нейтронов.

#### Измерения распределений энерговывделений (гамма- сканирование)

Гамма-сканирование облученных твэлов проводилось с использованием детектора NaJ (для высотных распределений) и особо чистого Ge (для радиальных). Исследования распределений энерговывделений по радиусу и высоте критических сборок проводились по регистрации кумулятивного выхода осколков  $^{140}\text{La}$  с энергией 1596 кэВ, образованных как результат бета-распада делящихся частей ядер  $^{140}\text{Ba}$  спустя неделю после облучения.

Для измерений были подобраны топливные твэлы с максимальным разбросом не более 0.5% по весу. Окружающие топливные твэлы были с теми же самыми весовыми характеристиками.

Измерение гамма-активности топливных стержней проводилось в четырех разных позициях (одна позиция отличалась от другой поворотом топливного стержня на  $90^\circ$ ) для аксиальных и радиальных измерений. Для измерений главным образом использовался коллиматор с щелью 3 см, а коллиматор с щелью 1 см – для измерений участков с большим градиентом (рис. 2). Абсолютная статистическая погрешность для каждого отдельного измерения была не более 0.5 % для NaJ и 0.3 % для Ge-детектора.

Кроме аксиальных и радиальных распределений для всех конфигураций измерялись радиальные распределения в присутствии циркониевой трубки в центре (экспериментальный сухой канал) и с поглощающим Gd-стержнем на половине радиуса бака (рис.3).

#### Измерения малогабаритными камерами деления (МКД)

Для экспериментального определения скоростей деления по объему критических сборок БФС и отношений средних сечений деления нуклидов урана-235, урана-238, плутония-239 и других актинидов используются малогабаритные, цилиндрические, ионизационные камеры деления [8]. Единственной возможностью провести измерения в цен-

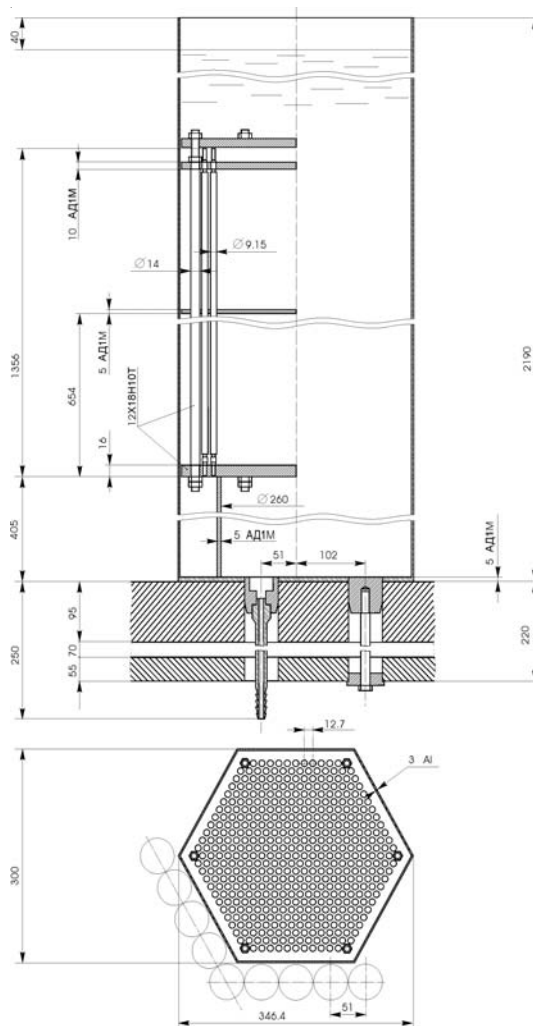


Рис.1. Алюминиевый бак для центральной вставки

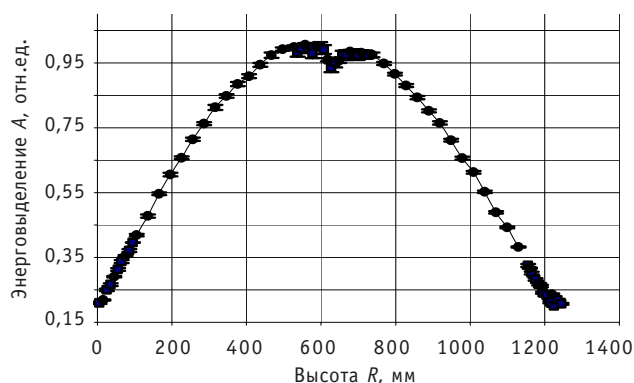


Рис. 2. Аксиальное поле на БФС-93-1, измеренное со щелью коллиматора 3 (●) и 1 (■)см

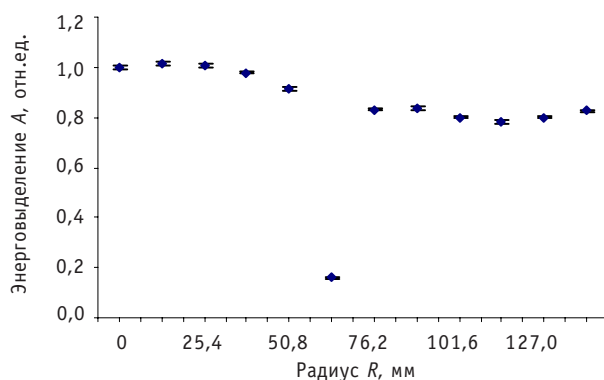


Рис. 3. Радиальное поле, измеренное на БФС-93-1 с Gd-стержнем

тральной вставке с водой было помещение этих камер в пустую циркониевую трубку, находящуюся в алюминиевом баке вместо твэла. Поэтому высотные распределения скоростей делений Pu-239, U-235 и спектральные индексы (F238/F235, F239/F235), а также оценка влияния стальных стенок камеры и кадмиевое отношение измерялись в центральной пустой циркониевой трубке (аналогичной оболочке твэла). Малая величина нейтронного потока в районе бокового экрана, где находятся штатные детекторы нейтронов, используемые в методике малогабаритных камер деления в качестве монитора мощности, очень малый поток нейтронов в тепловой колонне (отношение счета в центре сборки к счету в тепловой колонне для камеры со слоем U-235 составляло  $>700$ ), большие возмущения теплового потока в центральной части сборки при помещении в нее камер деления, изготовленных из нержавеющей стали, привело к увеличению методических экспериментальных погрешностей в 1.5 раза. Абсолютные погрешности высотных распре-

Таблица 2

**Измеренные отношения скоростей реакции на серии сборок БФС-93**

БФС-93-		1	2	3	4	5	6
F238/F235		$0.00170 \pm 0.00005$	$0.00302 \pm 0.00009$	$0.00186 \pm 0.00005$	$0.00282 \pm 0.00009$	$0.00178 \pm 0.00005$	$0.00300 \pm 0.00008$
F239/F235	МКД	$1.930 \pm 0.035$	$1.960 \pm 0.035$	$2.050 \pm 0.035$	$1.962 \pm 0.03$	$2.001 \pm 0.03$	$1.990 \pm 0.03$
	Фольги	$2.00 \pm 0.09$	-	$2.13 \pm 0.10$	-	$2.20 \pm 0.12$	-
	Трзковые	$1.92 \pm 0.08$	$1.85 \pm 0.07$	$2.02 \pm 0.07$	$2.00 \pm 0.07$	$2.08 \pm 0.07$	$2.04 \pm 0.07$

лений скоростей реакций деления достигали  $\pm 3\%$ . Данные по спектральным индексам приведены в табл. 2. Для камеры деления со слоем  $^{239}\text{Pu}$ , у которой общая толщина электродов 0.7 мм, стеночный эффект составлял  $4.3 \pm 0.3\%$ . Кадмиевое отношение вместе со стеночным эффектом для камеры деления со слоем  $^{239}\text{Pu}$  получилось  $10,62 \pm 0,09$ . Результаты высотных распределений скоростей реакций деления, полученные малогабаритными камерами, очень хорошо согласуются с результатами по гамма-сканированию (см. рис. 4).

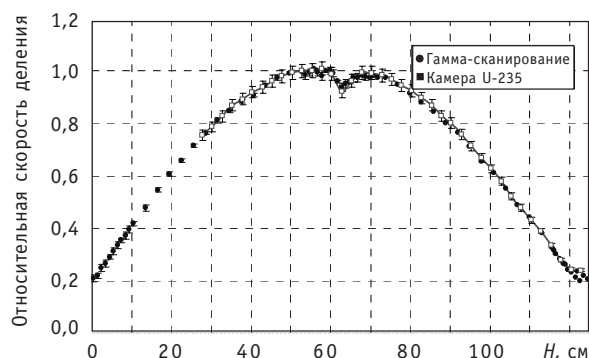


Рис.4. Сравнение аксиальных распределений, полученных методом гамма-сканирования и малогабаритными камерами деления на БФС-93-1

### Активационные методы

Отношение захвата в  $^{197}\text{Au}$  к делению в  $^{235}\text{U}$  измерялось при помощи активационной методики и камеры деления. Использовались индикаторы различной толщины с последующей экстраполяцией величин активностей индикаторов для определения самоэкранировки сечения захвата золота в активной зоне. Индикаторы размещались в центральной пустой циркониевой трубе. Облучение проводилось одновременно в активной зоне и тепловой колонне. Кадмиевый эффект оценивался при помощи кадмиевой фольги толщиной 0.5 мм. Измерения активности Au проводились на NaJ. Отношение скорости деления  $^{235}\text{U}$  в зоне и в тепловой колонне, необходимое для окончательного результата, измерялось малогабаритной камерой. Относительная погрешность измерений была не хуже 3.7%.

Отношения захвата в  $^{238}\text{U}$  к делению в  $^{235}\text{U}$  ( $C_{238}/F_{235}$ ) и деления в  $^{239}\text{Pu}$  к делению на  $^{235}\text{U}$  ( $F_{239}/F_{235}$ ) измерялись при помощи активации фольг. В этом случае фольги размещались в центральном разборном твэле между таблетками топлива. Этот метод использовался только для сборок без МОХ-топлива (имелся в наличии только урановый разборный твэл). Продуктом реакции захвата нейтронов в  $^{238}\text{U}$  являлся  $^{239}\text{Np}$  ( $E_\gamma \sim 278$  кэВ), а в качестве продукта реакции деления  $^{235}\text{U}$  выбирался  $^{135}\text{Ce}$  ( $E_\gamma \sim 293$  кэВ). Для определения относительной эффективности регистрации этих  $\gamma$ -линий проводится калибровка индикаторов в тепловой колонне. Относительная погрешность измерений не превышала 3.2%. Фольги, содержащие алюминий в сплаве с ураном и плутонием, использовались для измерения индекса  $F_{239}/F_{235}$ . Также применялась калибровка индикаторов в тепловой колонне. Относительная погрешность измерений составила около 5.0% (см. табл. 2).

Отношение сечения деления  $^{239}\text{Pu}$  к  $^{235}\text{U}$  измерялось также методом трековых детекторов. Слои мишеней были изготовлены из изотопов высокой степени обогащения по основному изотопу ( $^{235}\text{U} - 99.99$  wt%,  $^{239}\text{Pu} - 99.76$  wt%) методом напыления в вакууме и прокальброваны. Точность калибровки мишеней с  $^{239}\text{Pu} - 1.5\%$ , с  $^{235}\text{U} - 2\%$ . Для облучения мишени со слоями делящихся изотопов и диски из стекла закладывались в алюминиевые контейнеры. Контейнеры помещались в центре (по радиусу и высоте) активной зоны в полости циркониевой трубки. Одновременно облучалось шесть контейнеров (по три каждого изотопа). После облучения диски из стекла протравливались и обсчитывались на микроскопе. Относительная погрешность измерений была не хуже 4.2%. Результаты согласуются с результатами, полученными МКД в пределах заявленных погрешностей (см. табл. 2).

### Измерения эффективности поглотителей

Измерения эффективностей топливных стержней с гадолинием (твэгов), которые считаются перспективными выгорающими поглотителями в будущих проектах реакторов ВВЭР с МОХ-топливом, проводились в центре водяного бака критических сборок БФС-93. Конструктивно экспериментальный элемент собирался из двух твэгов длиной по 655 мм, предназначенных для экспериментов на стенде МАТР, соединенных в центре. В состав твэгов входит  $Gd_2O_3$  и  $UO_2$  (3.6% обогащения). В эксперименте измерялась разница между реактивностью критсборки со штатным центральным твэлом и реактивностью критсборки с экспериментальным гадолиниевым твэгом, поставленным вместо штатного. Подкритическое состояние сборки оценивалось в дополнительном эксперименте методом сброса стержня. Погрешность измерений не превышала 4% (см. табл. 3). Как можно заметить из табл. 3, эффективность макета падает по мере увеличения концентрации борной кислоты и при добавке плутония в зону.

Таблица 3

#### Результаты измерений эффективности твэга на серии БФС-93

БФС-93-	1	2	3	4	5	6
Эффект, $\beta_{эфф}$	$-0.66 \pm 0.02$	$-0.48 \pm 0.015$	$-0.53 \pm 0.02$	$-0.40 \pm 0.01$	$-0.40 \pm 0.01$	$-0.32 \pm 0.01$

### Измерения центральных коэффициентов реактивностей (ЦКР) малых образцов

Измерение реактивности малых образцов основано на периодическом возмущении критической сборки внесением этих образцов. Образец представляет собой стальной контейнер, содержащий внутри исследуемый материал. Контейнер прикрепляется к стальной штанге, которая служит для перемещения образца вверх и вниз по активной зоне при помощи автоматического манипулятора. Для серии БФС-93 эти перемещения проводились в пустой циркониевой трубке, находящейся в центральном канале активной зоны критических сборок. Осцилляции образцов по высоте выполнялись между верхней границей водного экрана и центром активной зоны. Эффект реактивности определялся как разность значений реактивности сборки с образцами и без них. Для того, чтобы учесть фоновые возмущения реактивности из-за внесения стали контейнеров и штанг, проводились эксперименты с осцилляцией штанг с пустыми контейнерами и без них. Для измерений на серии БФС-93 использовались образцы обогащенного бора и урана (последний в качестве реперного). Параметры используемых образцов приводятся в табл. 4.

В табл. 5 показаны результаты измерений коэффициентов реактивностей на критических сборках БФС-93-2–БФС-93-6. На критической сборке БФС-93-1 таких измерений не проводилось. Приведенные в табл. 5 величины представляют собой отношения образцов поглотителя к стандартному образцу из урана-235 ( $R_i/R_5$ ), не экстраполированные на нулевую толщину образца. Кроме уменьшения поглощающего эффекта образца в зависимости от концентрации бора (то же, что в табл. 3), отметим заметную самоэкранировку в тяжелых образцах.

### РЕЗУЛЬТАТЫ АНАЛИЗА

Расчеты  $k_{эфф}$ , полей энерговыделений, отношений скоростей реакций проводились при помощи программы MCNP4A [9], с 299-групповым набором данных БНАБ-93 [10].



Таблица 4

**Параметры используемых образцов**

Образец	Длина, мм	Диаметр (без оболочки), мм	Масса сердечника, г	Изотопный состав, (%)
U-235	130	6.0×0.22*	8.11	U-235 – 88.6 U-238 – 11.4
B-10 (1 образец)	130	1.0	0.115	B-10 - 82.4 B-11 - 17.6
B-10 (1 образец)	130	1.0	0.523	B-10 - 82.4 B-11 - 17.6
B-10 (1 образец)	130	1.0	1.359	B-10 - 82.4 B-11 - 17.6

\* – прямоугольное сечение.

Таблица 5

**Результаты измерений отношений ЦКР**

	Масса, г	Номер критсборки БФС				
		93-2	93-3	93-4	93-5	93-6
$R_{B-10/R_{U-235}}$ $N_{I \neq 0}$ , Изотоп/моль	0.115	-8.0936 ±0.0025	-4.3468 ±0.0020	-5.6659 ±0.0050	-3.5049 ±0.0020	-4.8660 ±0.0030
	0.523	-2.3566 ±0.0010	-2.3876 ±0.0004	-3.1410 ±0.0010	-1.9118 ±0.0007	-2.7065 ±0.0009
	1.359	-1.8879 ±0.0150	-1.3008 ±0.0003	-2.2027 ±0.0003	-1.2946 ±0.0004	-1.9380 ±0.0003

Результаты расчета  $k_{эфф}$  вполне удовлетворительные и приводятся в табл. 1.

В случае анализа полей энерговыделений, для вариантов критических сборок с МОХ-топливом, измеренная скорость счета  $^{140}\text{La}$  каждого твэла должна преобразовываться в скорость делений с учетом выхода  $^{140}\text{Ba}$  из каждого делящегося изотопа урана и плутония. При этом используются расчетные данные соотношения количества делений на плутонии и уране в обеих под зонах и табличные данные отношений выходов  $^{140}\text{Ba}$  при делении на уране и плутонии. На предварительной стадии работ, на стенде РФ-ГС [3], для таких преобразований использовались константы БНАБ. Расхождения в рассчитанных (разные программы) и измеренных нормированных полях энерговыделений достигали 11% (см. рис.5). Какая зона (урановая или плутониевая) ответственна за расхождения – вопрос нормировки. Скорее всего – плутониевая, т.к. в чисто урановой зоне эти расхождения не превышали 4% [3]. При обработке результатов измерений на серии БФС-93 с МОХ-твэлами (сборки БФС-93-2, -4, -6), использовались данные по кумулятивным выходам  $^{140}\text{Ba}$ , переданные французскими специалистами из Кадараша (константы ENDFB-VI, JEF2.2, JENDL3.2). Результаты представлены на рис. 6–8.

В процессе анализа было получено, что применение различных версий констант выходов осколков  $^{140}\text{Ba}$ , переданных из Кадараша для получения энерговыделений в МОХ-зонах, не влияет на результат (см. рис. 9). При этом в версии констант БНАБ была обнаружена ошибка, исправление которой позволило уменьшить расхождения в радиальных полях энерговыделений между расчетом и экспериментом как для РФ-ГС, так и для БФС-93 на 3–4%. Максимальное расхождение на БФС-93 с МОХ-твэлами составило 7% (см. рис. 6–8).

На урановых зонах серии БФС-93 результаты расчета радиальных распределений энерговыделений согласуются с измеренными величинами в пределах экспериментальных погрешностей (см. рис.10). В аксиальном направлении для чисто урановых и в

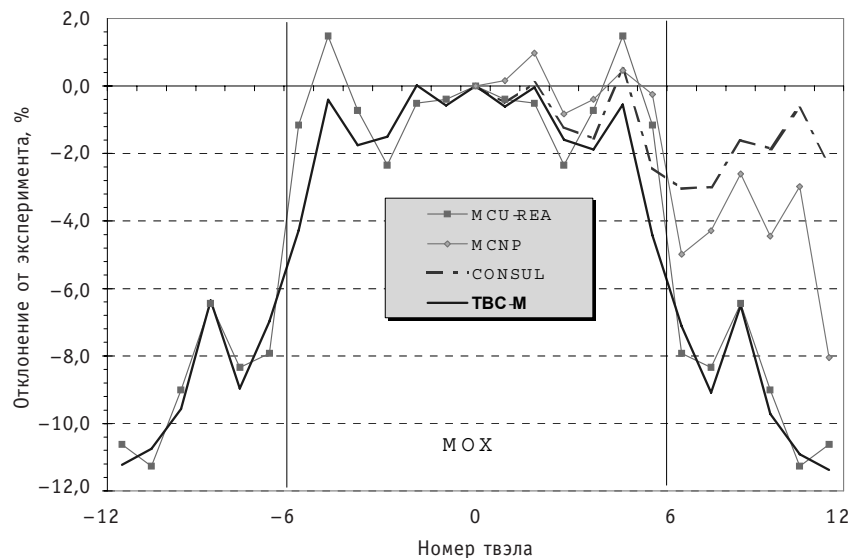


Рис.5. Отклонение расчетного радиального распределения скорости деления от экспериментального для сборки РФ-ГС с центральной вставкой из 150 МОХ-твэлов

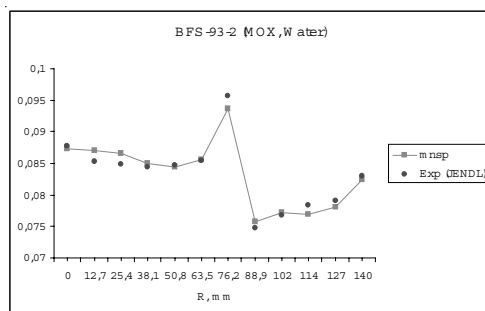


Рис.6. Сравнение P/Э полей на БФС-93-2

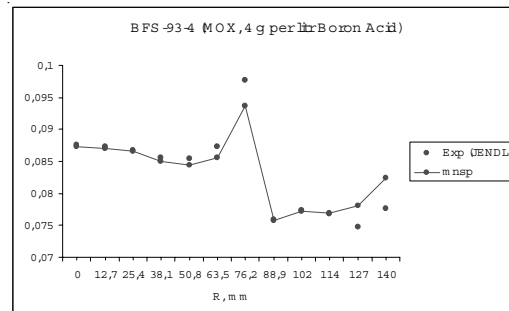


Рис.7. Сравнение P/Э полей на БФС-93-4

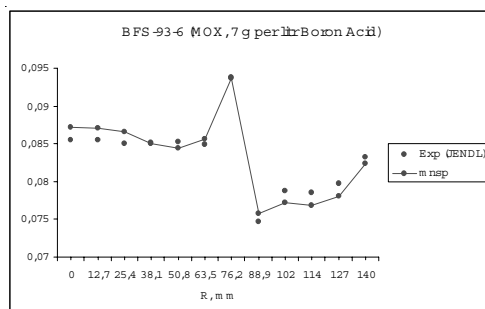


Рис.8. Сравнение P/Э полей на БФС-93-2

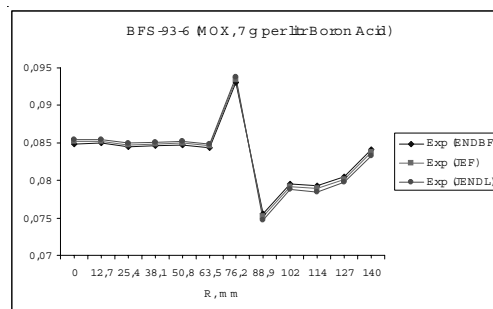


Рис. 9. Сравнение экспериментов на БФС-93-6

зонах с МОХ-твэлами расчет тоже согласуется с экспериментом в пределах экспериментальных погрешностей, кроме области центральной плоскости, где располагается алюминиевая дистанционирующая решетка и расхождения достигают 6% (см. рис.11). Расчетный анализ других экспериментов серии БФС-93 еще не завершен.



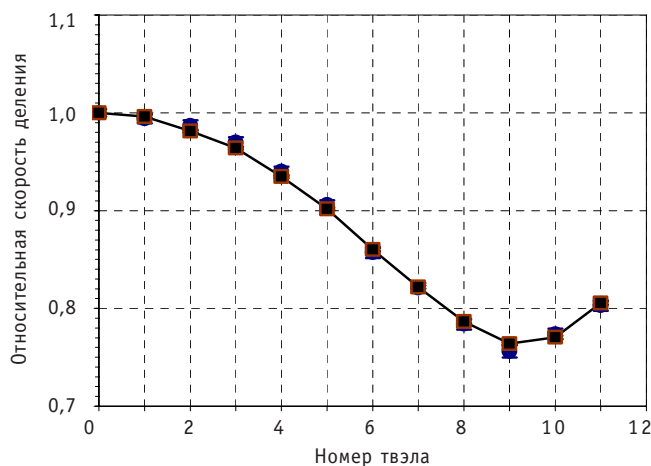


Рис.10. Сравнение экспериментального и расчетного радиального поля энерговыделения на БФС-93-1:  
● – эксперимент; ■ – MCNP

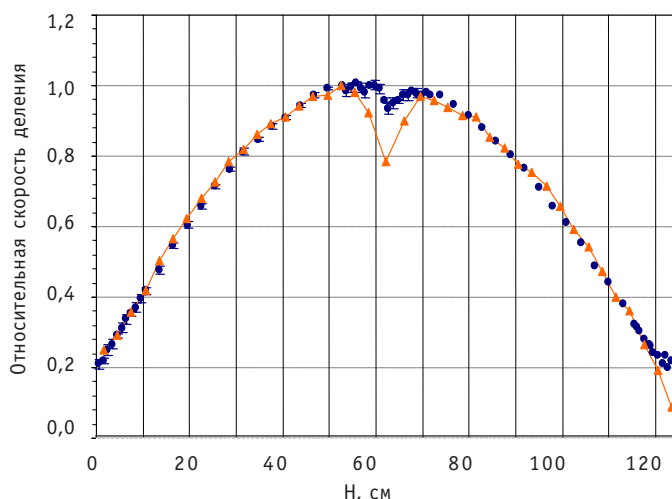


Рис.11. Сравнение экспериментального и расчетного аксиального поля энерговыделения на БФС-93-1:  
● – эксперимент; ▲ – MCNP

## ВЫВОДЫ

Впервые в России проведены критические эксперименты по исследованиям физики зоны реакторов ВВЭР с MOX-топливом.

Для исследований использованы стенды и методики, ранее использовавшиеся для исследований физики зон реакторов на быстрых нейтронах.

Исследованы шесть нетрадиционных для стендов БФС конфигураций критической сборки БФС-93 с твэлами в баке, заполненном водой или раствором борной кислоты, моделирующие особенности ВВЭР с MOX-топливом.

Экспериментальная программа состояла из измерений полей энерговыделений методом гамма-сканирования, спектральных индексов различными методами, эффективностей поглотителей и реактивностей малых образцов.

Проведенный анализ показал, что различия между расчетными и экспериментальными величинами радиальных распределений энерговыделений в зонах с MOX- и UOX-топливом могут достигать 7%. Планируется дальнейший расчетный анализ проведенных экспериментов.

Результаты экспериментов использовались при лицензировании зоны реактора ВВЭР Балаковской АЭС с МОХ-топливом.

Авторы выражают благодарность представителям научного руководителя (Курчатовский институт, г. Москва) проблемы утилизации оружейного плутония в реакторах ВВЭР – И.К. Левиной, П.Н. Алексееву, А.П. Лазаренко за поддержку работы и вклад в нее; иностранным коллабораторам проекта МНТЦ 371 – Пьеру Донту (SCK/CEN, Бельгия), Джованни Бруно (Фраматом, Франция), Сервэ Пилату (Belgonucleaire, Бельгия), Стефану Каталау (Кадараш, Франция); сменному персоналу стендов БФС и РФГС, экспериментаторам лаборатории №68 ФЭИ – В.А. Дулину, Н.А. Колоскову, Е.Н. Кузину, В.М. Литяеву без которых данная работа не состоялась бы.

### **Литература**

1. Казанский Ю.А. и др. Методы изучения реакторных характеристик на критических сборках БФС. – М.: Атомиздат, 1977
2. Tsiboulia A., Rozhikhin Ye., Lependin V. LEU-COMP-THERM-026: Water-Moderated U(4.92%)O<sub>2</sub> Fuel Rods in 1.29, 1.09 and 1.01 cm Pitch Hexagonal Lattices at Different Temperatures. NEA/NSC/DOC/(95)03/IV. – V. 4.
3. Отработка расчетно-экспериментальных методик для изучения НФХ легководных зон с МОХ-топливом. Ч. 1. Экспериментальные методики/Препринт ФЭИ-2934, 2002.
4. Отработка расчетно-экспериментальных методик для изучения НФХ легководных зон с МОХ-топливом. Ч. 2. Расчетные методики/Препринт ФЭИ-2935, 2002.
5. Результаты экспериментов на критических сборках БФС-57 и БФС-59/Препринт ФЭИ-2681, 1998.
6. Экспериментальные исследования по физике уран-водных решеток типа ВВЭР: Сборник трудов ВМК. – Т. 1. – Будапешт, 1984.
7. Szatmary Z. LEU-COMP-THERM-015: The VVER Experiments: Regular and Perturbed Hexagonal Lattices of Low-Enriched UO<sub>2</sub> Fuel Rods in Light Water. NEA/NSC/DOC/(95)03/IV. – V. 4.
8. Белов С.П. и др. Комплект малогабаритных ионизационных камер деления//ПТЭ. – 1990. – № 4. – С.240
9. Judith F. Briesmeister, Ed. MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code. Version 4A, LANL report, LA-12625-M (1993).
10. Manturov G., Nikolaev M., Tsiboulia A. BNAB-93 Group Data Library. Part 1: Nuclear Data for Calculation of Neutron and Photon Radiation Fields. INDC(CCP)-409/L. International Atomic Energy Agency, 1997. – P. 65.

Поступила в редакцию 29.03.2006

The quoted information touches upon goals and methods of loop tests in the MIR research reactor with the purpose of VVER fuel elements serviceability study in transitive and emergency modes (power cycling, RAMP, LOCA, RIA). Loop installations characteristics and their instrumental equipment are represented. The applied irradiation devices and sensors for measuring and determination of experimental parameters are listed. The developed instrumentation and installations are available for testing of VVER-type fuel at transient and project emergency conditions.

#### **УДК 621.039.56**

*Reactivity Temperature Coefficient Measurement by the Dynamic Method under Non-equilibrium Xenon Concentration Conditions* \ N.A. Vinogorov, Yu.A. Groznov, D.N. Jukovsky; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 7 pages, 2 tables, 3 illustrations. – References – 7 titles.

Some methodical characteristic features of the application of the known method to measure the reactivity temperature coefficient under xenon transient conditions are considered.

The consideration is illustrated with the results obtained at pressurized water transportation-purpose reactor in the isothermal state.

#### **УДК 621.039.543.6**

*Experiments in Support of MOX Fuel Disposal Program in VVER* \ A.L. Kochetkov, I.P. Matveenko, E.V. Rojihin, A.M. Tsibulya; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 10 pages, 5 tables, 11 illustrations. – References – 10 titles.

Accordingly to the national program of neutronic experiments, needed for licensing of VVER-100 cores with MOX fuel, certification of calculational codes and the receiving of the national experience, at SSC RF IPPE site (Obninsk) the construction of SUPR facility is planned. Till the finalization of SUPR construction, the settle down of the experimental and calculational methods were carried out at MATR and RF-GS facilities. Now days, so called pre-SUPR experimental program is accomplished by experiments at BFS-1 facility. The results of these experiments and their analysis are presented.

#### **УДК 621.534: 519.7**

*Statistical Analysis Data for Neutron Library of Activation Files «IEAF-2005»* \ G.B. Pilnov, A.V. Tikhonenko; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 11 pages, 5 tables, 5 illustrations. – References – 5 titles.

Statistical analysis of experimental and theoretical data obtained with eight models for nuclei-nuclei interactions is executed as stage of establishment of neutron library of activation files «IEAF-2005» (The Intermediate Energy Activation File). Authors held a factor, correlation and least-square analyses for chosen of the best model describing experimental data. Analyses were made by using of EXFOR open experimental data of 2006 and 2007.

#### **УДК 621.039.54**

*Regular Burnup Compensations Method to Locate Defected Fuel Assemblies on BN-600 Sodium Cooled Fast Reactors* \ A.O. Skomorokhov, D.A. Lukyanov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 10 pages, 2 tables, 5 illustrations. – References – 5 titles.

The paper describes the method to locate failed fuel elements by using regular burnup compensations on BN-600 and BN-800 sodium cooled fast reactors. The functioning algorithms of FLUT-600 system on BN-600 reactor and the operation testing results are given.

#### **УДК 621.039.51**

*Physics of fast reactor cores* \ M.F. Troyanov, V.I. Matveev, M.N. Nickolaev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 15 pages. – References – 9 titles.

At present a new engineering science arose on the basis of numerous studies and developments in the area of fast reactors, which might be termed "Technical physics of fast reactor" based on fast reactor physics.

The paper gives a brief review of the main sections of this science including brief description of nuclear data and energy-group constants, based on neutron-physics characteristics of fast reactors BN-250, BN-600, BN-800, possibility of utilization of radioactive waste of nuclear power in fast reactors and oth.