

УДК 539.1

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОПРЕДЕЛЕНИЕ КОЭФФИЦИЕНТОВ РЕАКТИВНОСТИ РЕАКТОРА БОР-60 С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ЕГО ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ ПАРАМЕТРОВ

© 2020 г. И. Ю. Жемков¹, А. Е. Дьяченко^{1,2,*}, В. Ю. Анисимов¹

¹ Государственный научный центр –

Научно-исследовательский институт атомных реакторов, Димитровград, 433510, Россия

² Димитровградский инженерно-технологический институт – филиал НИЯУ МИФИ,

Димитровград, 433510, Россия

*e-mail: d.lexus@yandex.ru

Поступила в редакцию 25.10.2020 г.

После доработки 25.10.2020 г.

Принята к публикации 24.11.2020 г.

В статье представлены результаты экспериментального определения коэффициентов реактивности исследовательского реактора на быстрых нейтронах БОР-60 с использованием его эксплуатационных параметров. На реакторе БОР-60 ведется облучение конструкционных материалов и топливных композиций по отечественным и зарубежным договорам, а также наработка радионуклидной продукции. Из-за большой загруженности реактора по облучательным программам проведение отдельных экспериментов по определению коэффициентов реактивности затруднительно, поэтому необходимо иное решение этой задачи. Преимуществом использования эксплуатационных данных реактора, по сравнению с проведением специальных экспериментов, является возможность проведения оперативного исследования с использованием имеющихся данных, без остановок рабочего процесса на реакторе и изменений графиков проведения реакторных испытаний. Экспериментальные данные получены с помощью информационной измерительной системы реактора БОР-60, которая позволяет комплексно вести мониторинг параметров реактора и вне реакторного оборудования установки в реальном времени, а также сохраняет эти данные в электронный архив. Определение коэффициентов реактивности, выполнено для нескольких микрокампаний (МК) (13 шт.), характеризующих современное состояние загрузки активной зоны реактора. Для определения коэффициентов реактивности использовались эксплуатационные данные во время стационарных режимов работы реактора и периодов изменения его основных параметров: тепловой мощности, входной температуры теплоносителя, расхода теплоносителя. В результате были найдены значения температурного, мощностного коэффициента реактивности и темпа изменения реактивности с выгоранием ядерного топлива. Эти коэффициенты в большей степени определяют изменение реактивности исследовательского реактора БОР-60. При исследовании температурного коэффициента реактивности выбирались критические состояния во время равномерного разогрева реактора электронагревателями. Положения рабочих органов СУЗ и их градуировочные характеристики использовались для определения изменений реактивности. Определение мощностного коэффициента реактивности проводилось по данным критических состояний реактора в периоды подъема мощности при постоянном расходе теплоносителя. Темп изменения реактивности от выгорания ядерного топлива был найден с использованием параметров в периоды максимальной энерговыработки реактора. На основании результатов исследования проведен предварительный анализ влияния загрузки активной зоны и режимов эксплуатации, характерных для исследовательского реактора на быстрых нейтронах, на коэффициенты реактивности.

Ключевые слова: реактор, коэффициент реактивности, эффект реактивности, активная зона, реактивность, экспериментальное исследование, выгорание ядерного топлива

DOI: 10.1134/S2304487X20050168

ВВЕДЕНИЕ

Реактивность является наиболее универсальной характеристикой реактора, связанной с основными физическими и теплофизическими параметрами. Она отражает большую часть изменений происходящих в реакторе. По этой причине одними из

важнейших параметров, определяющих безопасную эксплуатацию реактора, являются эффекты (ЭР) и коэффициенты (КР) реактивности.

Коэффициенты реактивности используются при моделировании переходных процессов и анализе безопасности реактора [1].

Значения КР и ЭР реактора могут быть определены расчетным и экспериментальным способом. Для реактора БОР-60 используются оба метода, причем расчетные исследования позволяют получить все составляющие КР для любой микрокампании (МК) реактора. Однако неопределенности, которые могут быть вызваны упрощениями, вносимыми в расчетные модели, применяемыми методами решения уравнения переноса нейтронов и т.д., могут приводить к существенным погрешностям расчетных значений КР и ЭР. На точность расчета КР существенное влияние может оказывать недостаточное знание моделируемых процессов, а также неопределенности исходных данных.

Большим преимуществом экспериментального метода определения КР является то, что полученные результаты отражают реальную картину поведения реактора. В свою очередь, использование эксплуатационных данных позволяет получать результаты характеризующие, работу реактора во время микрокампании, с учетом особенностей загрузки активной зоны, и выбора режима работы реактора. Таким образом, метод экспериментального определения всегда будет более надежным, нежели любой другой.

В дальнейшем результаты экспериментального определения КР могут быть использованы для верификации расчетных программ и моделей. Новые данные КР позволят точнее определять основные характеристики состояния реактора при планировании перегрузок и его экспериментальном сопровождении (запас реактивности, подкритичность и остаточное время работы).

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ КОЭФФИЦИЕНТОВ РЕАКТИВНОСТИ РЕАКТОРА БОР-60

Методика экспериментального исследования КР подразумевает изменение одного из параметров (тепловая мощность, входная температура теплоносителя, расход теплоносителя) реактора, а величина коэффициента определяется изменением запаса реактивности на рабочих органах (РО) СУЗ. В случае изменения параметров, не связанных с исследуемым эффектом, в результатах учитываются соответствующие поправки. Это особенно важно, когда речь идет о температурном (ТКР) и мощностном (МКР) коэффициентах реактивности, так как они имеют общую природу и на высоких уровнях мощности взаимосвязаны.

Для определения КР были проведены динамические и статистические исследования с использованием эксплуатационных данных реактора во время стационарных режимов работы и периодов изменения его основных параметров: тепловой мощности, входной температуры теплоносителя,

расхода теплоносителя. В результате были найдены значения ТКР, МКР и темпа изменения реактивности с выгоранием ядерного топлива. Данные КР определяют изменение реактивности исследовательского реактора БОР-60 во время его эксплуатации, учитываются при моделировании переходных процессов, анализе безопасности и планировании перегрузок реактора.

Важно отметить, что особенностями реактора БОР-60 являются малые размеры активной зоны, высокая плотность нейтронного потока и значительная утечка нейтронов. Преобладающее влияние утечки нейтронов приводит к тому, что практически все КР, а также их составляющие, имеют отрицательные значения. Большинство составляющих КР обусловлены процессами, происходящими в реакторе (изменения температур и мощности, выгорание и распухание топлива, удлинение и расширение конструкционных материалов) и определить их возможно только расчетным путем.

Параметры реактора БОР-60 представлены в табл. 1.

ТЕМПЕРАТУРНЫЙ КОЭФФИЦИЕНТ РЕАКТИВНОСТИ

Изотермический ТКР (K_T) необходим для определения запаса реактивности во время пуска, останова и переходных режимов работы реактора, выбора настроек систем регулирования и защиты, обеспечения оптимального режима охлаждения реактора. ТКР обусловлен изменением плотности и размеров компонентов реактора под действием изотермического расширения, а также изменением сечений взаимодействия нейтронов с ядрами материалов [2].

Для определения ТКР были проанализированы критические состояния реактора, соответствующие минимально допустимому автоматическому уровню мощности, при которых наблюдались значительные отличия во входных температурах теплоносителя, при этом отличия между входной и выходной температурой теплоносителя незначительны (менее 2°C). Минимальное значение тепловой мощности реактора ($N < 100$ кВт) позволяет пренебречь влиянием мощностного ЭР и изменением реактивности реактора за счет выгорания ядерного топлива. Для определения ТКР выбирались критические состояния, при которых проводился равномерный разогрев реактора с помощью электронагревателей на трубопроводах с принудительной циркуляцией натриевого теплоносителя. Были использованы положения рабочих органов (РО) СУЗ автоматического (АР-1 и АР-2) и ручного (РР-1 и РР-2) регулирования и соответствующих экспериментальных градуировочных характеристик. Мощность реактора ($N \sim 100$ кВт)

Таблица 1. Характеристики реактора БОР-60 и погрешности определения их экспериментальных значений

Характеристика	Значение	Погрешность, %*
Тепловая мощность, МВт	До 60	7 (0.05–0.1 МВт) 2.2 (1–55 МВт)
Температура теплоносителя на входе в реактор, °С	До 360	1.2
Температура теплоносителя на выходе из реактора, °С	До 515	1.2
Расход теплоносителя через реактор, м ³ /ч	До 1100	3
Эффективность РО СУЗ, % $\Delta K/K$:		
AP-1	0.17–0.49	7
AP-2	0.17–0.49	
PP-1	1.05–1.68	
PP-2	1.89–2.8	
Температурный КР, $10^{-5} \Delta k/k/^\circ\text{C}$	–(3.8–4.5)	6–9
Мощностной КР, $10^{-5} \Delta k/k/\text{МВт}$	–(5–8)	

* Указана экспериментальная погрешность при проведении отдельного эксперимента.

поддерживалась системой автоматического регулирования. Параметры критических состояний реактора БОР-60, аксиальное положение РО СУЗ и полученные значения K_T представлены в табл. 2.

Температурный КР для каждой МК был определен с использованием формулы:

$$K_T = (\Delta\rho + \Delta\rho(K_N) + \Delta\rho(K_B))/\Delta T, \quad (1)$$

где K_T – температурный коэффициент реактивности, $\Delta k/k/^\circ\text{C}$;

$\Delta\rho$ – изменение эффективности, соответствующее изменению положения РО СУЗ в активной зоне, $\Delta k/k$;

$\Delta\rho(K_N)$ – изменение запаса реактивности, обусловленное мощностным ЭР, $\Delta k/k$;

$\Delta\rho(K_B)$ – изменение запаса реактивности, обусловленное ЭР от выгорания ядерного топлива, $\Delta k/k$;

ΔT – изменение входной температуры теплоносителя, °С.

Погрешность экспериментального определения значений K_T составляет 11%.

Среднее значение K_T по данным МК составило $-(4.1 \pm 0.4) \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ\text{C}$.

МОЩНОСТНОЙ КОЭФФИЦИЕНТ РЕАКТИВНОСТИ

Мощностной КР (K_N) представляет собой отношение изменения реактивности реактора к соответствующему изменению тепловой мощности. Он проявляется при изменении тепловой мощно-

сти и связан с существенной неоднородностью температурного поля в активной зоне и боковом экране реактора при значительных уровнях мощности [3].

Для определения МКР были выбраны критические состояния реактора в периоды подъема мощности при постоянном расходе натриевого теплоносителя. Это позволило исключить влияние расхода на МКР, которое было экспериментально обнаружено на ранних этапах работы реактора. Увеличение температуры учитывалось температурным КР.

Экспериментально МКР определяется аналогично температурному по формуле:

$$K_N = (\Delta\rho + \Delta\rho(K_T) + \Delta\rho(K_B))/\Delta N, \quad (2)$$

где K_N – мощностной коэффициент реактивности, $\Delta k/k/\text{МВт}$;

$\Delta\rho$ – изменение эффективности, соответствующее изменению положения РО СУЗ в активной зоне, $\Delta k/k$;

$\Delta\rho(K_T)$ – изменение запаса реактивности, обусловленное температурным ЭР, $\Delta k/k$;

$\Delta\rho(K_B)$ – изменение запаса реактивности, обусловленное ЭР от выгорания ядерного топлива, $\Delta k/k$;

ΔN – изменение тепловой мощности реактора, МВт.

Погрешность экспериментального определения значений K_N составляет 12%.

Параметры критических состояний реактора БОР-60 для определения МКР и полученные зна-

Таблица 2. Параметры реактора БОР-60 и результаты определения ТКР

Номер МК	Масса экв. U^{235} , кг	АР-1, мм	АР-2, мм	РР-1, мм	РР-2, мм	$T_{ВХ}$, °С	$K_T, 10^{-5} \Delta k/k/°C$
102А	228	234 200	200 200	95 0	450 435	191 255	-4.4
103	222	200 200	353 242	99 55	446 446	201 248	-4.5
104	223	295 189	241 200	111 75	450 450	213 260	-4.3
104А	225	267 200	200 200	0 0	424 387	211 256	-3.9
105	221	275 194	204 204	185 149	450 450	207 261	-4.2
105А	221	260 200	200 200	40 0	450 425	213 257	-4.0
106	220	314 200	200 200	0 0	443 413	211 252	-3.8
106А	222	260 199	200 200	0 0	410 363	197 262	-4.0
107	223	210 200	200 200	130 66	442 442	213 260	-4.4
108	223	196 192	236 204	0 3	363 325	198 253	-4.2
108А	237	201 201	348 227	104 53	438 438	198 256	-4.0
109	225	231 254	0 0	65 5	438 404	208 257	-4.1
109А	225	275 221	205 205	33 3	439 411	206 250	-3.9

чения K_N приведены в табл. 3. Мощностной КР определялся в начале МК, причем пары критических состояний реактора для каждой МК выбирались с одинаковыми значениями расхода теплоносителя.

ТЕМП ИЗМЕНЕНИЯ РЕАКТИВНОСТИ С ВЫГОРАНИЕМ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Для определения темпа изменения реактивности от выгорания ядерного топлива (K_B) из данных по каждой МК были выбраны критические состояния соответствующие началу и окончанию МК. Критерием выбора критических состояний для каждой МК было максимальное значение энерговыработки реактора между критическими состояниями и минимальное отличие по тепловой мощности реактора, входным температурам и расходам теплоносителя. Изменение реактивности определялось с использованием положения

РО СУЗ и их градуировочных характеристик. Используя определенные ранее температурные и мощностные КР, были внесены поправки в КР от выгорания ядерного топлива для выбранных критических состояний.

Темп изменения реактивности был найден по формуле:

$$K_B = (\Delta\rho + \Delta\rho(K_N) + \Delta\rho(K_T)) / \int_{t_1}^{t_2} N(t) dt, \quad (3)$$

где K_B – темп изменения реактивности с выгоранием ядерного топлива, $\times 10^{-8} \Delta k/k/MВт$ сут;

$\Delta\rho$ – изменение эффективности, соответствующее изменению положения рабочих органов системы управления и защиты в активной зоне, $\Delta k/k$;

$\Delta\rho(K_N)$ – изменение запаса реактивности, обусловленное мощностным ЭР, $\Delta k/k$;

Таблица 3. Параметры реактора БОР-60 и результаты определения МКР

№ МК	Масса экв. U^{235} , кг	АР-1, мм	АР-2, мм	РР-1, мм	РР-2, мм	G , м ³ /ч	N , МВт	$K_N \cdot 10^{-5}$ $\Delta k/k/\text{МВт}$
102А	228	192	200	0	365	620	12	-6.5
		250	200	0	340	620	21	
103	222	200	155	66	446	600	7,5	-5.9
		200	194	0	391	600	15	
104	223	300	220	0	400	600	10	-6.3
		300	174	0	350	600	27	
104А	225	185	200	0	410	600	3	-6.5
		225	200	0	335	600	10	
105	221	180	204	105	450	615	10	-7.1
		200	204	0	450	615	21	
105А	221	209	200	0	420	600	8	-6.4
		224	200	0	345	600	17	
106	220	228	200	0	345	600	10	-7.3
		144	200	0	345	600	17	
106А	222	275	200	0	315	620	9	-7.3
		187	200	0	315	620	17	
107	223	148	178	13	442	620	7.9	-6.1
		224	197	0	365	620	20	
108	223	210	200	0	320	610	7	-6.3
		255	200	0	265	610	25	
108А	236.6	221	195	0	340	620	15	-6.7
		210	195	0	310	620	26	
109	224.8	180	200	0	390	610	8	-6.3
		144	200	0	340	610	29	
109А	225.3	177	200	32	450	605	6	-6.0
		197	200	0	360	605	16	

Среднее значение K_N по данным МК составило $-(6.5 \pm 0.7) \times 10^{-5} \Delta k/k/\text{МВт}$.

$\Delta\rho$ (K_T) – изменение запаса реактивности, обусловленное температурным ЭР, $\Delta k/k$; N – тепловая мощность реактора, МВт;

t_1 – начало анализируемого периода;

t_2 – завершение анализируемого периода.

Погрешность экспериментального определения значений K_B составляет 11%.

Параметры критических состояний реактора БОР-60 для определения темпа изменения реактивности от выгорания ядерного топлива и полученные значения K_B приведены в табл. 4.

РЕЗУЛЬТАТЫ РАНЕЕ ПРОВЕДЕННЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ КОЭФФИЦИЕНТОВ РЕАКТИВНОСТИ

Отдельные экспериментальные и расчетные исследования КР проводились на реакторе БОР-60

при его пуске и в периоды, когда происходили существенные изменения в реакторе (обогащение ЯТ, тип и состав ЯТ, размеры активной части и число ТВС, экспериментальных устройств, сброс бокового экрана).

Выполненные исследования показали хорошее (в пределах экспериментальной погрешности) совпадение расчетных и экспериментальных значений. В табл. 5 приведены результаты этих исследований.

АНАЛИЗ РЕЗУЛЬТАТОВ

Многолетняя эксплуатация реактора БОР-60 и проводимые ранее исследования эффектов и коэффициентов реактивности выявили, что K_T практически не зависит от режима работы реактора и составляет $K_T = -(3.8-4.5) \times 10^{-5} \Delta k/k/\text{МВт}$. Для современного состояния реактора БОР-60

Таблица 4. Параметры реактора БОР-60 и результаты определения темпа изменения реактивности от выгорания ЯТ

№ МК	Масса экв. U^{235} , кг	AP-1, мм	AP-2, мм	PP-1, мм	PP-2, мм	G , м ³ /ч	$T_{ВХ}$, °С	N , МВт	$K_B, 10^{-5} \Delta k/k / (\text{МВт сут})$
102A	228	214 200	200 175	0 0	315 255	1015 1005	318 317	50	0.30
103	222	200 196	220 201	0 0	305 234	1010 995	317 315	50	0.29
104	223	200 200	209 194	0 0	315 215	1015 1010	318 317	50	0.30
104A	225	197 154	200 200	0 0	288 170	1015 1020	318 317	50	0.31
105	221	184 163	204 200	0 0	415 290	1015 1010	207 261	50	0.27
105A	221	200 214	164 185	0 0	315 205	1020 1005	318 315	50	0.33
106	220	186 200	200 177	0 0	305 175	1005 945	319 317	50	0.33
106A	222	198 253	200 200	0 0	285 215	1015 1020	319 317	50	0.33
107	223	170 211	195 200	0 0	400 350	925 900	304 316	45	0.28
108	223	153 151	205 199	0 0	255 95	1020 1010	319 318	50	0.30
108A	237	144 200	195 172	0 0	300 248	1010 1015	317 315	50	0.29
109	225	209 200	200 200	0 0	312 267	915 920	315 318	45	0.27
109A	225	195 190	192 200	0 0	270 209	940 940	319 317	47	0.28

Среднее значение K_B по МК составило $-0.29 \pm 0.03 \times 10^{-5} \Delta k/k / (\text{МВт сут})$.

Таблица 5. Результаты расчетно-экспериментальных исследований КР, ранее выполненных на реакторе БОР-60

Период работы реактора	$K_T, (10^{-5} \Delta k/k / ^\circ\text{C})$		$K_N, 10^{-5} \Delta k/k / \text{МВт}$		$K_B, 10^{-5} \Delta k/k / \text{МВт сут}$	
	Эксперимент	Расчет	Эксперимент	Расчет	Эксперимент	Расчет
1969–1980	$-(4.1-4.3) \pm 0.3$	$-(4.1-4.5)$	$-(6.5-11.4) \pm 0.3$	$-(6.7-12.1)$	0.36 ± 0.03	0.38
1980–1988	$-(4.2 \pm 0.3)$	-3.8	(-6.4 ± 0.4)	-6.3	–	0.34
После 1988	$-(3.9-4.4) \pm 0.3$	$-(3.6-3.9)$	$-(5.9-7.6) \pm 0.4$	$-(6.1-6.6)$	–	0.34

* Указана экспериментальная погрешность при проведении отдельного эксперимента.

экспериментальные значения K_T находятся в диапазоне определенных ранее значений, а среднее значение $K_T = -(4.1 \pm 0.4) \times 10^{-5} \Delta k/k / ^\circ\text{C}$.

Последние экспериментально полученные значения K_N (в среднем, $K_N = -(6.5 \pm 0.7) \times 10^{-5} \Delta k/k / \text{МВт}$)

также хорошо согласуются с определенными ранее значениями $K_N = -(5-8) \times 10^{-5} \Delta k/k / \text{МВт}$ [4].

Средний темп изменения реактивности от выгорания ядерного топлива составляет $K_B = (0.29 \pm 0.03) \times 10^{-5} \Delta k/k / \text{МВт сут}$, что меньше ранее полу-

ченного среднего значения ($0.34 \times 10^{-5} \Delta k/k/\text{МВт сут}$) [5]. Снижение K_b обусловлено существенным увеличением загрузки ядерного топлива (ТВС) в реактор, произошедшего в основном из-за увеличения числа нетопливных сборок в активной зоне.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Результаты экспериментального исследования КР реактора БОР-60 с использованием его эксплуатационных характеристик хорошо согласуются с результатами ранее проведенных на реакторе исследований.

По старым и новым данным, полученным в ходе выполнения исследовательских работ, можно отметить, что на мощностной КР влияет, в основном, тепловая мощность реактора и расход теплоносителя, объем топливной загрузки влияет меньше. Значение мощностного КР уменьшается по мере выгорания ядерного топлива.

Температурный КР, как составляющая мощностного КР (возникающий при неравномерном разогреве топлива и подъеме мощности), слабо зависит от режима работы реактора.

Температурный КР, возникающий при равномерном разогреве а.з., зависит от входной температуры теплоносителя в реактор. Последние экспериментальные исследования показали, что температурный КР находится в диапазоне определенных ранее значений.

КР от выгорания ядерного топлива зависит от загрузки топлива в реактор и его изотопного со-

става. Последние исследования показали, что значение КР от выгорания ядерного топлива снизилось. На это повлияло увеличение загрузки топлива (увеличение числа ТВС в активной зоне).

Увеличение за последние годы числа экспериментальныхборок и топливной загрузки активной зоны, существенно не повлияло на ТКР и МКР. Изменился КР от выгорания ядерного топлива, он учитывается при прогнозировании количества отработанных эффективных суток и энерговыработки реактора. Полученные данные будут учтены при планировании перегрузок и сопровождении экспериментов по облучению.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Уолтер А., Рейнольдс А. Реакторы-размножители на быстрых нейтронах. М.: Энергоатомиздат, 1986. 624 с.
2. Усынин Г.Б., Кусмарцев Е.В. Реакторы на быстрых нейтронах. М.: Энергоатомиздат, 1985. 288 с.
3. Ефимов В.Н., Жемков И.Ю., Ишунина О.В., Набойщиков Ю.В. Критические состояния и эффективностиборок реактора БОР-60 / Сб. научных трудов. Димитровград: ГНЦ НИИАР, 2003. Вып. 4. С. 79–87.
4. Гаджиев Г.И., Жемков И.Ю. Обзор исследований нейтронно-физических характеристик, выполненных при пуске реактора БОР-60: обзор. Димитровград: ОАО “ГНЦ НИИАР”, 2011.
5. Жемков И.Ю., Яковлева И.В., Ишунина О.В. Сборник нейтронно-физических характеристик реактора БОР-60. Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 2000.

Vestnik Nacional'nogo Issledovatel'skogo Yadernogo Universiteta “МИФИ”, 2020, vol. 9, no. 5, pp. 396–403

Experimental Determination of BOR-60 Reactivity Coefficients Using Its Operational Parameters

I. Yu. Zhemkov^a, A. E. Diachenko^{a,b,#}, and V. Yu. Anisimov^{a,b}

^a Research Institute of Atomic Reactors, Dimitrovgrad, 433510 Russia

^b Dimitrovgrad Engineering and Technological Institute, National Research Nuclear University MEPhI (Moscow Engineering Physics Institute), Dimitrovgrad, 433510 Russia

[#]e-mail: d.lexus@yandex.ru

Received October 25, 2020; revised October 25, 2020; accepted November 24, 2020

Abstract—The reactivity coefficient of the BOR-60 fast test reactor has been experimentally determined using its operational parameters. The BOR-60 reactor is used to irradiate structural materials and fuels both under domestic and foreign contracts, as well as to accumulate radionuclides. It is hardly possible to conduct separate experiments to determine the reactivity coefficients because of multiple irradiation programs performed in the reactor. Therefore, a different solution to this problem is needed. An advantage of using the reactor operational parameters, as compared to separate experiments, is to perform an experiment using the data available and thus there is no need to stop the on-going irradiation and change the experimental schedule. The experimental data are obtained by means of the BOR-60 data acquisition and measurement system, which allow us to monitor the on-line parameters of the reactor and out-reactor equipment and to store them in the

archive. The reactivity coefficients have been determined for 13 micro-runs that typify the current reactor core arrangement. To determine the reactivity coefficients, operational data obtained during the reactor stationary operation as well as during changes in its key parameters, namely, thermal power, coolant inlet temperature, and flow rate have been used. As a result, temperature and power reactivity coefficients, as well as the reactivity change rate in the process of fuel burnup, have been found. These coefficients determine to a great extent a change in the BOR-60 reactivity. The temperature coefficient of the reactivity has been determined for the reactor critical state during its uniform heating with electrical heaters. The position of control rods and their calibration characteristics have been used to determine the reactivity change. The power coefficient has been determined using data on the reactor critical state during power ups at a constant coolant flow rate. The reactivity change rate as a function of the fuel burnup has been determined using parameters during the maximum energy output. Using the experimental results, the influence of the core arrangement and operating conditions typical of a fast test reactor on the reactivity coefficients has been preliminarily analyzed.

Keywords: reactor, reactivity coefficient, reactivity effect, core, reactivity, experimental research, fuel burnup

DOI: 10.1134/S2304487X20050168

REFERENCES

1. Walter A., Reynolds A., *Fast Breeder Reactors*, M.: Energoatomizdat, 1986, 624 p.
2. Usynin G.B., Kusmartsev E.V., *Fast Neutron Reactors*, M.: Energoatomizdat, 1985, 288 p.
3. Efimov V.N., Zhemkov I.Yu., Ishunina O.V., Naboyschikov Yu.V., *Critical States and Efficiency of BOR-60 Reactor Assemblies – Proc.*, Dimitrovgrad: SSC RIAR, 2003, no. 4, pp. 79–87.
4. Gadzhiev G.I., Zhemkov I.Yu., *Review of Studies in Neutronic-Characteristics Carried out during the BOR-60 Reactor Start-up: Review*, Dimitrovgrad: JSC “SSC RIAR”, 2011.
5. Zhemkov I.Yu., Yakovleva O.V., Ishunin I.V., *Collection of neutronic characteristics of the BOR-60 reactor*, Dimitrovgrad: SSC RF RIAR, 2000.