

ПЛОТНОСТНОЙ ЭФФЕКТ РЕАКТИВНОСТИ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО ТЯЖЕЛОВОДНОГО РЕАКТОРА, РАБОТАЮЩЕГО В РЕЖИМЕ САМООБЕСПЕЧЕНИЯ ^{233}U

Бергельсон Б.Р., Герасимов А.С. (ГНЦ РФ — ИТЭФ, г. Москва), Тихомиров Г.В. (МИФИ, г. Москва)

Расчетные исследования [1, 2] обосновывают возможность режима самообеспечения топливом тяжеловодного энергетического реактора, работающего в условиях торий-уранового топливного цикла. Этот режим опирается на стандартные технологии, проверенные на практике при сооружении и эксплуатации канадских тяжеловодных реакторов.

Опыт эксплуатации CANDU с урановым топливом не исключает необходимости отдельного рассмотрения ядерной и радиационной безопасности подобного типа реактора с торий-урановым топливом. В первую очередь это связано с тем, что при делении ядра ^{233}U доля западающих нейтронов $\beta_{\text{эф}} = 0,0027$, что примерно в 2,6 раза меньше, чем при делении ядра ^{235}U , для которого $\beta_{\text{эф}} = 0,0068$ [3]. Кроме того, сечение поглощения тепловых нейтронов в ^{232}Th в 2,7 раза больше, чем в ^{238}U , сечение деления и среднее число нейтронов, рождающихся в одном акте деления ^{233}U и ^{235}U , отличаются не более чем на 10% [3]. По этой причине переход теплового реактора на торий-урановый топливный цикл требует при прочих равных условиях увеличения содержания ^{233}U в ^{232}Th по сравнению с ^{235}U в ^{238}U и, как следствие, возможное повышение или уменьшение реактивности отдельных ТВС и каналов в целом. Скорость образования трансурановых элементов, которые в наибольшей степени определяют радиационную опасность ядерных отходов, в реакторе с урановым топливом существенно больше, чем с торий-урановым.

В настоящей статье изложены результаты расчетных исследований некоторых вопросов ядерной и радиационной безопасности энергетического тяжеловодного реактора на торий-урановом топливе, работающего в режиме самообеспечения топливом, т.е. ^{233}U . В дальнейшем такой реактор именуется HWPR(Th).

Активная зона HWPR(Th) представляет собой квадратную решетку технологических каналов, размещенных в тяжеловодном баке. Шаг решетки, геометрия каналов и ТВС те же, что и в CANDU. Ячейка активной зоны HWPR(Th) в отличие от CANDU состоит из четырех каналов. В три из них загружают (поступают на вход в

канал) ТВС, содержащие $^{232}\text{ThO}_2$ с примесью $^{233}\text{UO}_2$. Количество ^{233}U на единицу длины ячейки, т.е. в расчете на три канала составляет 24 г/см без учета дистанционирующих решеток — конструктивных элементов ТВС. В четвертый канал загружают мишени той же геометрии, что и ТВС, но содержащие только $^{232}\text{ThO}_2$ [2]. В процессе кампании в мишенях по мере их продвижения по длине канала накапливается ^{233}U , и мишени, первоначально не содержащие ^{233}U , таким образом превращаются в ТВС, содержащие ^{233}U . Показателем достижения в HWPR(Th) режима самообеспечения топливом является равенство количества ядер ^{233}U в трех ТВС, загружаемых в ячейку, и количества ядер $^{233}\text{U} + ^{233}\text{Pa}$ в четырех ТВС, выгружаемых из той же ячейки. Если пренебречь потерями делящихся ядер в процессе переработки и изготовления новых ТВС, то в режиме самообеспечения уменьшение количества ядер ^{233}U из-за выгорания топлива в трех каналах с ТВС компенсируется их накоплением в одном канале с мишенями (табл. 1).

Т а б л и ц а 1. Содержание ядер $^{233}\text{U} + ^{233}\text{Pa}$ в четырех каналах ячейки в зависимости от выгорания, %

W , МВт·сут/кг	3 канала с ТВС	1 канал с мишенями
0	100	0
1	98,4	2,2
2	96,6	4,6
5	92	9,9
8	88,3	13,4
11	85,3	15,9
15	82,2	18,3

Известно, что для канальных реакторов одним из наиболее важных параметров, во многом определяющим ядерную безопасность, является пустотный эффект, т.е. изменение реактивности при обезвоживании каналов. Для различных вариантов канальных реакторов были проведены сравнительные расчеты в приближении одной ячейки активной зоны размера и знака этого эффекта ΔK_{max} при снижении плотности теплоносителя от рабочего значения 0,8 до 0,01 г/см³,

соответствующего обезвоживанию (табл. 2). Рассмотрены два варианта РБМК с легко- и тяжело-водным теплоносителем, два варианта CANDU с урановым топливом, тяжело- и легко-водным теплоносителем, HWPR(Th)-1,2, работающие в обычном торий-урановом режиме и режиме самообеспечения топливом.

Отметим, что результаты, полученные при расчете ячеек, могут отличаться от расчетов реактора в целом. Однако следует иметь в виду, что мы используем расчеты ячеек для сравнительного анализа различных вариантов тяжело-водного реактора, что является общепринятой практикой.

$\Delta K_{\max 1}$ в табл. 2 описывает изменение коэффициента размножения ячейки $K_{яч}$ при уменьшении плотности теплоносителя от 0,8 до 0,01 г/см³, $\Delta K_{\max 2}$ — то же в единицах доли запаздывающих нейтронов $\beta_{эф}$ при делении ^{235}U , ^{233}U , для CANDU-2 — и при делении ядер плутония. Вклад в $\Delta K_{\max 2}$ фотонейтронов, которые рождаются при поглощении в тяжелой воде γ -квантов, испускаемых продуктами деления и конструктивными элементами, не учитывался, так как это требует более тщательных расчетов с учетом конкретной конструкции ТВС, геометрии и материалов для технологических каналов и каландровых труб.

Опираясь на расчетные данные табл. 2, можно сформулировать следующие выводы:

в канальных реакторах замена теплоносителя D_2O на H_2O , обеспечивающая значительную экономическую выгоду, чревата существенным снижением ядерной безопасности установки. Об этом свидетельствует сравнение $\Delta K_{\max 1}$ для РБМК и CANDU, в которых используется в качестве теплоносителя H_2O и D_2O ;

сравнение реакторов по параметру $\Delta K_{\max 1}$ показывает, что при обезвоживании каналов увеличение реактивности минимально в HWPR(Th)-2, работающем в режиме самообеспечения топливом;

если исключить из рассмотрения гипотетический РБМК с тяжело-водным теплоносителем, а также не принимать во внимание технологические особенности реакторов, то пустотные эффекты ($\Delta K'_{\max 2}$) рассматриваемых вариантов канальных реакторов с водяным теплоносителем, определяющие ядерную безопасность, находятся примерно на одном уровне, включая и HWPR(Th)-2;

уменьшение плотности теплоносителя в каналах реактора в большинстве случаев сопровождается увеличением мощности, а значит, и температуры твэлов. Расчеты показывают, что снижение реактивности за счет эффекта Доплера, в принципе, может скомпенсировать эффект обезвоживания канала. Однако результат зависит от характера временной зависимости тепло-гидравлических процессов, происходящих в каналах реактора, в случае конкретной аварии.

Как свидетельствует опыт эксплуатации и аварий энергетических РБМК, английского SGHWR и канадского GENTILLY-1 [4], использование в канальных реакторах в качестве теплоносителя кипящей легкой воды приводит, как правило, к положительным обратным связям по мощности, а значит, и к неустойчивости всей системы. Разработка и внедрение специализированной системы регулирования позволили длительное время эксплуатировать РБМК в устойчивом режиме. Однако, несмотря на это, из-за совпадения многих событий на Чернобыльской АЭС произошла авария, повлекшая за собой разрушение реактора и выброс большого коли-

Таблица 2. Пустотный эффект реактивности

Параметр	РБМК-1	РБМК-2	CANDU-1	CANDU-2	HWPR(Th)-1	HWPR(Th)-2
Ячейка активной зоны	4 канала с топливом					3 канала с топливом, 1 канал с мишенями
Топливо	Уран					U—Th
Обогащение, %	^{235}U 2	^{235}U 0,71	^{235}U 1,5	^{233}U 1,5	^{233}U 1,5	^{233}U 2,1
Делящиеся ядра	^{235}U		50% ^{235}U , 50% ^{239}Pu			^{233}U
Замедлитель	Графит				D_2O	
Теплоноситель	H_2O	D_2O		H_2O		D_2O
$\Delta K_{\max 1}$, %	4,3	0,7	2	6	1,3	1,1
$\Delta K_{\max 2}$, $\beta_{эф}$	6,3	1	2,9	7,9	5	4,1

чества радионуклидов в окружающую среду. После этой аварии на всех АЭС с РБМК были проведены мероприятия в целях обеспечения их ядерной безопасности. В частности, в топливо РБМК стали добавлять в качестве выгорающего поглотителя природную смесь изотопов эрбия, что позволяет не только снизить всплеск реактивности при обезвоживании каналов, но и изменить знак этого эффекта. При добавлении эрбия в шесть внутренних твэлов пустотный коэффициент для РБМК становится отрицательным [5]. GENTILLY-1 и SGHWR после пуска и последующей эксплуатации в условиях сильной неустойчивости были остановлены. В GENTILLY-1 теплоноситель (легкая кипящая вода) был заменен на некипящую тяжелую воду, после чего этот реактор, получивший название GENTILLY-2, был введен в эксплуатацию в режиме CANDU.

В проекте индийского тяжеловодного канального реактора для охлаждения твэлов и мишеней используется естественная циркуляция легкой кипящей воды, что, в принципе, должно приводить к положительной обратной связи по мощности. Поэтому представляет интерес способ поддержания устойчивого распределения мощности в активной зоне этого реактора. К сожалению, данных Интернета недостаточно для количественного анализа его ядерной безопасности.

Добавление в твэлы HWPR(Th) смеси изотопов эрбия для уменьшения пустотного эффекта невозможно, так как в этом случае не может быть достигнут режим самообеспечения топливом. Анализ баланса нейтронов в ячейке HWPR(Th) показывает, что реактивность при обезвоживании канала увеличивается, в основном, из-за разблокировки внутренних твэлов. Поэтому если все внутренние твэлы в каналах заменить на мишени, то пустотные коэффициенты $\Delta K_{\max 1}$ и $\Delta K_{\max 2}$ становятся отрицательными. При этом уменьшение числа твэлов в канале не ведет при прочих равных условиях к существенному снижению производства энергии реактором за кампанию (для варианта HWPR(Th)-1).

В работе [1] рассматривалась ячейка с подобным вариантом размещения топлива в ТВС (18 стержневых твэлов с ^{233}U во внешнем кольцевом ряду каждого из четырех каналов, остальные 19 стержневых мишеней с ^{232}Th во внутренних рядах). Было показано, что в этом случае может быть достигнут режим самообеспечения

топливом. Согласно методике [2] для реактора, работающего с коэффициентом воспроизводства КВ, справедливо уравнение

$$K_{\text{яч}} = \frac{\nu\beta}{1 + \text{КВ} + q\beta}, \quad (1)$$

где ν — выход нейтронов при делении; $\beta = \Sigma_3^f / \Sigma_3^a$ — отношение макроскопических сечений деления и поглощения в ядрах ^{233}U ; q — непроизводительные потери нейтронов. Результаты расчета $K_{\text{яч}}$, КВ и N — числа делящихся ядер $^{233}\text{U} + ^{233}\text{Pa}$ в зависимости от выгорания для различных вариантов ячеек HWPR(Th) приведены в табл. 3, на рис. 1, 2. На входе в канал твэлы содержат ThO_2 и ^{233}U , мишени — ThO_2 .

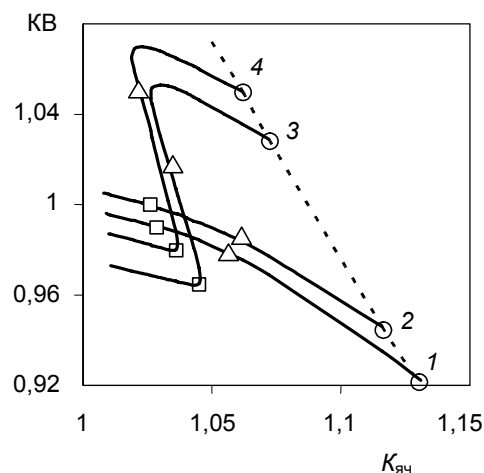
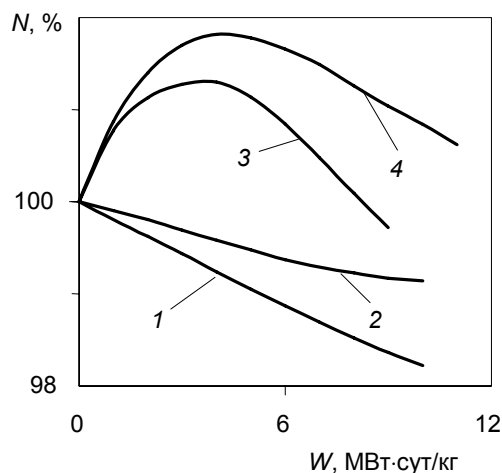
Для всех вариантов точки на рис. 1, соответствующие $W = 0$, лежат на одной кривой, изображенной пунктиром, которая может быть получена из решения уравнения (1). Нерегулярность кривых 3, 4 на рис. 1 объясняется запаздыванием распада ^{233}Pa в ^{233}U в каналах, а также деформацией спектра нейтронов из-за различий в процессе выгорания и накопления ^{233}U в пределах одной ячейки. Для трех из четырех рассмотренных вариантов существует область расчетных точек, где $\text{КВ} \geq 1$ и $K_{\text{яч}} \geq 1$ (см. кривые 2, 3, 4).

Однако режим самообеспечения топливом ($N \geq 100\%$ при $W \neq 0$ на рис. 2) практически осуществим только для третьего и четвертого вариантов состава активной зоны, когда на вход одного из каналов ячейки поступают только мишени, не содержащие ^{233}U . При этом лишь четвертый вариант имеет отрицательный пустотный коэффициент, т.е. $\Delta K_{\max 1} < 0$, $\Delta K_{\max 2} < 0$.

Эти результаты, по нашему мнению, показывают практическую осуществимость режима самообеспечения топливом в тяжеловодном канальном реакторе при отрицательном пустотном эффекте. Как и следовало ожидать, существенное повышение уровня безопасности реактора почти всегда приводит к усложнению его конструкции. В рассматриваемом случае — это использование составных ТВС, в которые входят твэлы с топливом и мишени, что неизбежно усложняет эксплуатацию реактора и особенно процессы сборки и разборки ТВС.

Таблица 3. $K_{яч}$, КВ и N для вариантов 1—4

Характеристика	Вариант			
Обогащение ²³³ U, % <i>W</i> , МВт·сут/кг:	Вариант 1. Четыре канала с 37 твэлами с топливом в каждом			
	1,5			
	<i>K</i> _{яч}	КВ	<i>N</i> , %	
	0	1,13	0,92	100
	1	1,07	0,96	100
	2	1,06	0,98	99,7
	4	1,05	0,98	99,3
	6	1,04	0,99	98,9
	8	1,03	0,99	98,5
	10	1,02	0,99	98,2
Обогащение ²³³ U, % <i>W</i> , МВт·сут/кг:	Вариант 2. Четыре канала с 18 твэлами с топливом и 19 мишенями в каждом			
	3			
	<i>K</i> _{яч}	КВ	<i>N</i> , %	
	0	1,12	0,95	100
	1	1,07	0,97	100
	2	1,06	0,97	100
	4	1,05	0,98	99,7
	6	1,04	0,99	99,4
	8	1,03	—	99,2
	10	1,02	1,00	99,1
Обогащение ²³³ U, % <i>W</i> , МВт·сут/кг:	Вариант 3. Три канала с 37 твэлами с топливом, 1 канал с 37 мишенями			
	2,1			
	<i>K</i> _{яч}	КВ	<i>N</i> , %	
	0	1,07	1,03	100
	1	1,03	1,05	101
	2	1,03	1,03	100
	4	1,04	0,99	101
	6	1,05	0,97	101
	8	1,04	0,96	100
	10	1,04	0,96	99,3
Обогащение ²³³ U, % <i>W</i> , МВт·сут/кг:	Вариант 4. Три канала с 18 твэлами с топливом и 19 мишенями, 1 канал с 37 мишенями			
	2,1			
	<i>K</i> _{яч}	КВ	<i>N</i> , %	
	0	1,06	1,05	100
	1	1,02	1,07	101
	2	1,02	1,05	101
	4	1,03	1,01	102
	6	1,04	0,99	102
	8	1,03	0,98	101
	10	1,03	0,99	101

Р и с. 1. Зависимость КВ от $K_{яч}$ для четырех вариантов ячеек активной зоны при выгорании 0 (○), 2 (△), 8 МВт-сут/кг (□) (◇)Р и с. 2. Зависимость числа ядер $^{233}\text{U} + ^{233}\text{Pa}$ N от выгорания для четырех вариантов ячеек активной зоны (обозначения кривых см. на рис. 1)

Рассмотрим последствия аварийных ситуаций и отклонений от рабочих параметров HWPR(Th) с составом активной зоны, соответствующим варианту 4. Анализ проводится для одной изолированной ячейки активной зоны реактора при $W = 0$.

Отказы в системе автоматического поддержания рабочей температуры и неисправности в системе охлаждения теплоносителя могут служить причиной изменения температуры или закипания теплоносителя и как следствие изменения плотности D_2O в каналах. Из данных, представленных в табл. 4, следует, что в HWPR(Th) для всего интервала изменения плотности теплоносителя пустотный коэффициент реактивности отрицательный. В начале процесса абсолютное значение $dK_{яч}/d\rho$ уменьшается, в конце возрастает до значения, более чем вдвое превы-

шающего исходное. При полном обезвоживании каналов (от рабочей плотности $\sim 0,8 \text{ г/см}^3$ до 0) изменение реактивности составляет $-1,1\%$.

Т а б л и ц а 4. Зависимость коэффициента размножения ячейки и ρ плотностного коэффициента реактивности от плотности тяжелой воды ρ в каналах

$\rho, \text{ г/см}^3$	$K_{\text{яч}}$	$dK_{\text{яч}}/d\rho$
0,8	1,064	-0,012
0,48	1,060	-0,006
0,16	1,058	-0,027
0,01	1,054	—

В межканальном пространстве HWPR(Th) может меняться плотность тяжелой воды из-за изменения температуры замедлителя вследствие разных неисправностей в системе охлаждения. Из данных табл. 5 следует, что при росте температуры замедлителя реактивность в HWPR(Th) снижается.

Т а б л и ц а 5. Зависимость коэффициента размножения ячейки от плотности воды в тяжеловодном баке, обусловленной изменением температуры замедлителя

$T, ^\circ\text{C}$	$P, \text{ ат}$	$\rho, \text{ г/см}^3$	$K_{\text{яч}}$
50	1,11	1,1	1,066
100	1,98	1,06	—
120	2,95	1,05	1,067
150	4,75	1,02	—
170	8	1,0	1,065

Определенную опасность может представлять попадание легкой воды в тяжеловодный теплоноситель или тяжеловодный замедлитель HWPR(Th). Медленное увеличение концентрации H_2O в D_2O может происходить в любом тяжеловодном реакторе из-за остановки или неисправности ректификационных установок. При тяжелых авариях, в результате которых происходит разрушение контура охлаждения теплоносителя или замедлителя, легкая вода может попасть в тяжеловодный контур почти мгновенно. Из данных табл. 6 следует, что при попадании легкой воды в тяжелую (как в теплоноситель, так и в замедлитель) коэффициент размножения $K_{\text{яч}}$ уменьшается. Так как при попадании легкой воды в контур охлаждения теплоносителя изме-

нения $K_{\text{яч}}$ незначительны, то в качестве последнего можно использовать тяжелую воду с примесью легкой до 5%, что облегчает работу ректификационных установок.

Т а б л и ц а 6. Изменение коэффициента размножения $K_{\text{яч}}$ при попадании легкой воды в тяжеловодный теплоноситель или замедлитель

Содержание воды, %	$K_{\text{яч}}$ при попадании легкой воды	
	в теплоноситель	в замедлитель
0	1,068	1,068
0,5	1,066	1,057
1	1,066	1,043
2	1,066	1,015
10	1,062	0,834

Опираясь на расчетные исследования, можно считать, что ядерная безопасность HWPR(Th), связанная с пустотным и некоторыми другими эффектами реактивности, находится, по крайней мере, на том же уровне, что и проверенная на практике ядерная безопасность тяжеловодных CANDU. Использование в HWPR(Th) составных ТВС, содержащих твэлы с топливом вместе с мишенями, обеспечивает отрицательный пустотный коэффициент реактивности, а именно $\Delta K_{\text{max1}} = -0,004$. В сравнении с CANDU такой энергетический реактор, работающий в режиме самообеспечения топливом, обладает существенно более высоким уровнем ядерной безопасности, обусловленной отрицательным пустотным эффектом реактивности ΔK_{max1} .

Анализируя радиационную безопасность отработавшего ядерного топлива HWPR(Th), необходимо отметить следующее. Для любого энергетического реактора радиационная безопасность отработавшего ядерного топлива определяется, если не вдаваться в детали, его долгоживущей радиотоксичностью и остаточным энерговыделением. Эти характеристики определяют способы обращения с радиоактивными отходами, а именно хранение, переработку и защиту окружающей среды. Через 1 год после выгрузки из реактора радиотоксичность отработавшего ядерного топлива HWPR(Th) по воде, т.е. обусловленная предельно допустимой активностью радионуклидов в питьевой воде в

8 раз меньше, чем для ВВЭР [6, 7]. Через 100 и 1000 лет она будет соответственно в 7 и 200 раз меньше. Аналогичные результаты для радиотоксичности по воздуху.

Остаточное энерговыделение отработавшего топлива HWPR(Th) через 1 год после выгрузки на 15—20% больше, чем для ВВЭР. Отметим также, что при времени выдержки отработавшего топлива менее 1 года не только энерговыделение, но и радиотоксичность HWPR(Th) значительно превышает аналогичные данные для ВВЭР. Это объясняется тем, что выход некоторых относительно короткоживущих нуклидов при делении ^{233}U выше, чем при делении ^{235}U и ^{239}Pu . Однако в течение первых 100 лет хранения топлива отношение энерговыделения изменяется на обратное. В топливе HWPR(Th) через 100 лет энерговыделение уже в 2 раза, через 1000 лет в 60 раз меньше, чем ВВЭР. Значительное различие в радиотоксичности и остаточном энерговыделении отработавшего топлива HWPR(Th) и ВВЭР при долговременном хранении объясняется, в основном, сравнительно малым содержанием трансурановых изотопов Pu, Np, Am и Cm в топливе реактора, работающего в открытом торий-урановом топливном цикле. Только при эксплуатации подобного реактора в течение нескольких столетий в замкнутом торий-урановом цикле его отработавшее топливо будет содержать упомянутые нуклиды в количестве, при котором радиационные характеристики обоих реакторов окажутся на близком уровне.

Одной из проблем, связанных с внедрением в ядерную энергетику таких реакторов, является накопление в отработавшем топливе ^{232}U . Известно, что при распаде ^{232}U образуются изотопы — источники высокоэнергетического γ -излучения, что существенно усложняет изготовление новых твэлов. Однако следует иметь в виду, что широкомасштабное развитие ядерной энергетики возможно только в условиях замкнутого топливного цикла, вне зависимости от типа используемого реактора и ядерного топлива. А это, в свою очередь, означает необходимость

разработки новых технологий и внедрения в практику дистанционного обслуживания всех процессов, связанных с переработкой извлеченного из реактора топлива и изготовлением из него новых твэлов.

Таким образом, можно констатировать, что расчетные исследования показали практическую возможность создания относительно безопасного в ядерном и радиационном смысле энергетического реактора, базирующегося на отработанных реакторных технологиях, работающего в условиях торий-уранового топливного цикла в режиме самообеспечения топливом.

Работа выполнена при финансовой поддержке Росатома.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Бергельсон Б.Р., Герасимов А.С., Тихомиров Г.В., Ли Цзиньхун. Режим самообеспечения топливом (^{233}U) для тяжеловодного энергетического реактора типа CANDU. — Атомная энергия, 2004, т. 97, вып. 4, с. 269—275.
2. Бергельсон Б.Р., Герасимов А.С., Тихомиров Г.В. Оптимизация торий-уранового режима в тяжеловодных реакторах типа CANDU. — Там же, 2006, т. 101, вып. 5, с. 327—336.
3. Галанин А.Д. Введение в теорию ядерных реакторов на тепловых нейтронах. М.: Энергоатомиздат, 1990.
4. Directory of Nuclear Power Plants in the World. Japan Nuclear Energy Information Centr. Co., Ltd, Tokyo, Japan, 1994.
5. Бурлаков Е.В., Балыгин Г.А., Краюшкин А.В. и др. Глубина иодной ямы в РБМК на уран-эрбиевом топливе. — Атомная энергия, 2002, т. 93, вып. 2, с. 83—87.
6. Бергельсон Б.Р., Герасимов А.С., Зарицкая Т.С. и др. Радиотоксичность и остаточное энерговыделение актиноидов и продуктов деления отработавшего ядерного топлива ВВЭР при длительном хранении. — Там же, 2000, т. 89, вып. 3, с. 215—220.
7. Бергельсон Б.Р., Герасимов А.С., Зарицкая Т.С. и др. Радиотоксичность и остаточное энерговыделение отработавшего уран-плутониевого и ториевого топлива реакторов при длительном хранении. — Там же, 2001, т. 90, вып. 1, с. 31—35.

Поступила в Редакцию 21.03.08