

## ОБОСНОВАНИЕ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ УСТРОЙСТВА ЛОКАЛИЗАЦИИ РАСПЛАВА ДЛЯ АЭС С РЕАКТОРАМИ ТИПА ВВЭР

**Н.В. Артамонов, А.С. Сидоров**  
*ОАО «Атомэнергoproject», г. Москва*



Приведены результаты расчетов обоснования ядерной безопасности устройств локализации расплава для различных АЭС. На основании анализа полученных результатов даются рекомендации по жертвенному материалу для перспективных устройств локализации расплава с точки зрения ядерной безопасности.

**Ключевые слова:** устройство локализации расплава, коэффициент размножения, ВВЭР, расчет, кориум, жертвенный материал.

**Key words:** melt locating device, multiplication factor, VVER, calculation, korium, sacrificial material.

Процесс протекания тяжелой запроектной аварии (ЗПА) может сопровождаться не только разрушением активной зоны и ее расплавлением, но и разрушением корпуса реактора. Момент разрушения корпуса реактора является специфически опасным из-за сильных термомеханических воздействий на оборудование и строительные конструкции, которые могут привести к нарушению целостности герметичной оболочки и выходу высокоактивных продуктов деления в окружающую среду.

В проектах АЭС с ВВЭР для предотвращения развития тяжелой ЗПА на внекорпусной стадии аварии применяются устройства локализации расплава (УЛР). В настоящее время УЛР установлены на действующих первом и втором блоках АЭС «Таньвань» в Китае, на строящихся первом и втором блоках АЭС «Куданкулам» в Индии, на первом и втором блоках НВО АЭС-2 и на первом блоке ЛЕН АЭС-2, планируются к установке на 2 блоке ЛЕН АЭС-2 и на Балтийской АЭС.

В соответствии с различием проектов АЭС с ВВЭР [1–5] реализация разработанной концепции внекорпусной локализации расплава несколько различается, но принцип размещения жертвенного материала (ЖМ) является общим для всех УЛР: ЖМ располагается внутри двойного корпуса, образуя крупноячеистую структуру, проницаемую для расплава кориума. На рисунке 1 представлен блок наполнителя с ЖМ, а на рис. 2 – размещение комплекта этих блоков в корпусе УЛР.

Основной особенностью ЖМ является необходимость удовлетворять широкому спектру требований по химическим, термодинамическим, теплофизическим, прочностным, термомеханическим, ядерным свойствам. Одним из главных химических свойств ЖМ должно быть его гарантированное взаимодействие с  $UO_2$ . Со-

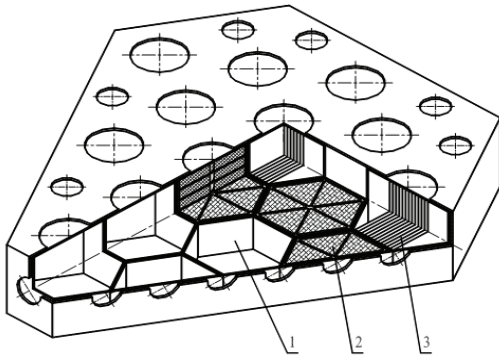


Рис. 1. Блок наполнителя: 1 – пустая ячейка; 2 – ячейка с оксидным ЖМ; 3 – ячейка с металлическим ЖМ

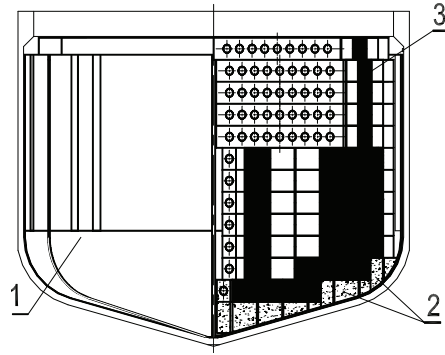


Рис. 2. Схема размещения блоков наполнителя с ЖМ внутри корпуса УЛР: 1 – наполнитель с ЖМ; 2 – конический блок наполнителя; 3 – цилиндрический блок наполнителя

гласно [6, 7], расплавленный уран (оксид урана) энергично реагирует с железом (оксидом железа), а в случае экстракции металлического U металлическое Fe и Zr экстрагируются вместе с ним [8]. Согласно [9], результаты микроанализа полученных экспериментальным путем слитков показывают, что введенный в ЖМ в качестве поглотителя нейтронов оксид гадолиния сосуществует и сокристаллизуется с фазой на основе урана и не оттесняется в легкоплавкие эвтектики, что указывает на высокую эффективность применения этого поглотителя для предотвращения локальной критичности. С целью удовлетворения термодинамическим, теплофизическим, прочностным, термомеханическим и ядерным свойствам ЖМ выполнен в виде двухкомпонентной системы, имеющей две различные по химической природе составляющие: стальной ЖМ (СЖМ), оксидный ЖМ (ОЖМ) на основе оксидов железа и алюминия с добавкой оксида гадолиния для обеспечения подкритичности кориума.

Среди ядерно опасных ситуаций, которые гипотетически могут происходить на АЭС с реакторами ВВЭР, аварийные ситуации с расплавлением активной зоны занимают особое место в силу специфических отличий этих режимов от традиционных задач эксплуатации ядерных реакторов. По требованиям нормативных документов [10, 11] при хранении и транспортировке топлива АЭС необходимо обеспечение подкритичности не менее 0,05 ( $K_{эфф} < 0,95$ ) для режимов нормальной эксплуатации и в ЗПА. Для консервативности расчетов будем проводить расчеты  $K_{эфф}$  для бесконечной системы, т.е.  $K_{\infty}$ .

Материальные составы рассчитываемых размножающих систем были взяты из работ, посвященных обоснованию исходных данных по выходу расплава из корпуса реактора в УЛР [1, 2, 5, 12] и выбору ЖМ для УЛР [2, 5, 12, 13]. В таблице 1 представлены массы оксидов урана и циркония, поступающие в УЛР. Эти оксиды составляют моделируемый расплав кориума без металлических компонентов (металлические железо и цирконий в составе кориума не учитываются). В таблице 2 представлен состав ЖМ без материалов, поглощающих нейтроны; для УЛР АЭС-2006

Таблица 1

**Массы оксидов урана и циркония**

Материал, т	АЭС «Тяньвань»	АЭС «Куданкулам»	АЭС с ВВЭР-1500	АЭС-2006
UO <sub>2</sub>	80	80	142	87
ZrO <sub>2</sub>	9,1	9,1	9,1	9,1

Таблица 2

**Материальный состав ПОЖА для УЛР**

Вещество	АЭС «Тяньвань»	АЭС «Куданкулам»	АЭС с ВВЭР-1500	АЭС-2006	АЭС-2006
	Материальный состав, %				
	ПОЖА	ПОЖА	ЖКМ	ЖКМ	ПОЖА
$Fe_2O_3$	65	65	90	90	65
$Al_2O_3$	30	30			30
$SiO_2$	5				
$V_2O_5$ или $MnO_2$		5		10	5
$MnO_2$ или $NiO$			10		

– материальный состав жертвенного керамического материала (ЖКМ) на основе оксида железа (как вариант).

Для расчетов ядерных концентраций простых веществ, входящих в кориум, необходимо знать их плотности [14]. Плотность кориума рассчитывается по методике, изложенной в [15], химический состав топлива принят согласно [16].

При поступлении кориума в УЛР происходит его взаимодействие с ПОЖА. Химический состав основных компонентов ПОЖА в УЛР АЭС «Тяньвань» и АЭС «Куданкулам» одинаков. Определим влияние технологических добавок в ПОЖА на размножающие свойства кориума.

Консервативность трехмерной модели элементарной ячейки обеспечивается выполнением следующих условий: свежее топливо с температурой, равной 20°C; гетерогенное размещение в приближении бесконечной системы. Параметры уран-водной решетки соответствуют ее максимальным размножающим свойствам и взяты в соответствии с [17] при плотности воды, равной 0,5 и 1 г/см<sup>3</sup>. При плотности воды 0,5 г/см<sup>3</sup> максимальные размножающие свойства уран-водной решетки достигаются при следующих параметрах:  $H_{\text{реш}}/D_{\text{шара}}=1,5$ , аддитивная плотность  $UO_2 = 3,14$  г/см<sup>3</sup>,  $D_{\text{шара}} = 1,8$  см; при плотности воды 1 г/см<sup>3</sup>  $H_{\text{реш}}/D_{\text{шара}} = 1,2$ , аддитивная плотность  $UO_2 = 10,7$  г/см<sup>3</sup>,  $D_{\text{шара}} = 2$  см. На рисунке 3 представлена схема элементарной ячейки.

При проведении расчетного анализа  $K_{\infty}$  для элементарной ячейки была использована программа MSU-REA1 [18], аттестованная Ростехнадзором для расчета фрагментов активных зон реакторов типа ВВЭР методом Монте-Карло. Статистическая погрешность расчета  $K_{\infty}$  составила 1%.

Ядерные концентрации простых веществ пересчитываются по формулам из [19]. На рисунке 4 представлены зависимости  $K_{\infty}$  от типа технологической добавки и массы ПОЖА при отсутствии в ПОЖА  $Gd_2O_3$ .

Представленные на рис. 4 значения  $K_{\infty}$  показывают, что при наиболее

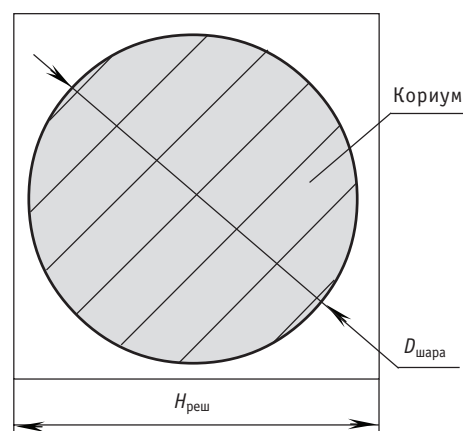


Рис. 3. Схема элементарной ячейки

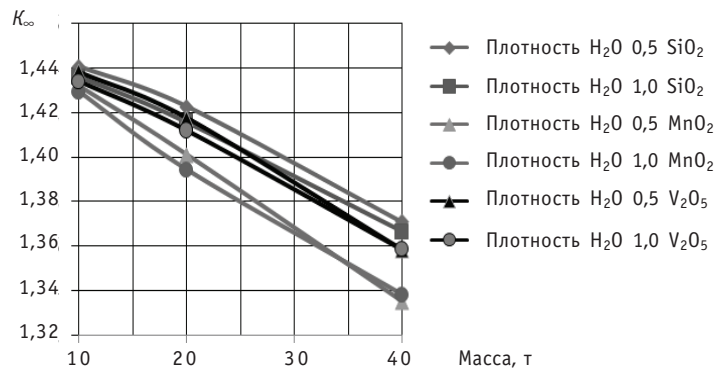


Рис. 4. Зависимость  $K_{\infty}$  кориума от массы ПОЖА и типа технологической добавки

быстром сценарии протекания ЗПА, при котором в составе кориума имеется минимальное количество конструкционных материалов активной зоны (принято, что масса стали и циркония равна нулю), количества жертвенного материала ПОЖА без поглотителя нейтронов оксида гадолиния недостаточно для предотвращения повторной критичности. Из анализа значений  $K_{\infty}$  можно сделать вывод о том, что наибольшее снижение значения  $K_{\infty}$  происходит при добавлении в ПОЖА технологической добавки на основе  $MnO_2$ .

При ЗПА в кориум всегда попадает какое-то количество циркония, оксида циркония, железа, оксида железа. Нахождение железа и циркония в металлической или оксидной фазе в расплаве зависит от множества трудно учитываемых факторов. Определим влияние Fe на размножающие свойства водо-урановой решетки и сравним его с влиянием FeO. Для этого были проведены расчеты  $K_{\infty}$  водо-урановой решетки с различным содержанием железа, но при этом было выполнено условие равенства масс железа в FeO и Fe.

В таблице 3 представлены расчеты  $K_{\infty}$  размножающих систем с различными материальными составами и различным обогащением по  $U^{235}$ . Параметры водо-

Таблица 3

**Значения  $K_{\infty}$  системы  $UO_2$ -FeO и  $UO_2$ -Fe в зависимости от обогащения  $UO_2$  по  $U^{235}$**

Обогащение $UO_2$ по $U^{235}$ , %	Состав кориума			
	87 т $UO_2$ +170 т FeO		87 т $UO_2$ +132,2 т Fe	
	Плотность воды, г/см <sup>3</sup>			
	0,7	1	0,7	1
	$K_{\infty}$			
5	0,96099	0,91284	0,98681	0,95114
4,5	0,91393	0,86442	0,93969	0,90283
4	0,85973	0,81026	0,88661	0,85008
3,5	0,79862	0,75076	0,82693	0,78996
3	0,73119	0,68458	0,75849	0,72271
2,5	0,65382	0,60881	0,68047	0,64590
2	0,56390	0,52266	0,59075	0,55739

урановой решетки соответствуют ее максимальным размножающим свойствам.

Анализ результатов, представленных в табл. 3, позволяет сделать вывод о том, что размножающая система, состоящая из 87 т  $UO_2$  и 170 т FeO или из 87 т  $UO_2$  и 132,2 т Fe, удовлетворяет критериям ядерной безопасности при условии, что обогащение  $UO_2$  по  $U^{235}$  составляет меньше или равно 4,5%. При уменьшении обогащения  $UO_2$  по  $U^{235}$  влияние FeO на размножающие свойства водо-урановой решетки становится большим, чем аналогичное влияние Fe. Аналогичный результат получается и для оксида циркония. Поэтому в дальнейших расчетах консервативно принимается, что в состав кориума входят только неокисленные железо и цирконий. Масса циркония в кориуме может достигать 26-ти тонн. Расчетные исследования показали, что влияние Zr на  $K_\infty$  кориума составляет примерно 2%, что соответствует влиянию 5 т FeO на  $K_\infty$  водо-урановой решетки. Поэтому в дальнейшем влияние Zr на  $K_\infty$  не рассматривалось.

Для предотвращения образования повторной критичности кориума, находящегося в УЛР, в ЖМ необходимо добавить материал, поглощающий нейтроны  $Gd_2O_3$ , либо гарантированно обеспечить взаимодействие  $UO_2$  с Fe или FeO. На рисунке 4 представлены зависимости  $K_\infty$  от типа технологической добавки и массы ПОЖА при наличии в ПОЖА  $Gd_2O_3$  массой 100 кг. При этом ядерные концентрации простых веществ пересчитываются по формулам [19].

Представленные на рис. 5 значения  $K_\infty$  показывают что, при добавлении в ПОЖА  $Gd_2O_3$  максимальное влияние на размножающие свойства кориума оказывает технологическая добавка на основе  $SiO_2$ . Технологической добавкой в ПОЖА для УЛР АЭС «Тяньвань» и АЭС-2006 является  $SiO_2$ . Технологической добавкой в ПОЖА для УЛР АЭС «Куданкулам» является  $MnO_2$ . Масса  $Gd_2O_3$  для этих ПОЖА принята равной 100 кг. На рисунке 6 представлены результаты расчетов  $K_\infty$  кориума в зависимости от провзаимодействующей с ним массы ПОЖА.

Из анализа результатов (рис. 6) можно сделать вывод, что гарантированная ядерная безопасность УЛР обеспечивается при взаимодействии 15-ти тонн жертвенного материала с кориумом.

В проекте УЛР для АЭС с ВВЭР-1500 используется в качестве наполнителя ЖКМ. В качестве технологической добавки для ЖКМ можно использовать технологическую добавку  $MnO_2$  или  $NiO$ .

В таблице 4 и на рис. 7 представлены зависимости  $K_\infty$  от типа технологической добавки и массы ЖКМ при отсутствии в ЖКМ  $Gd_2O_3$  и плотностях воды, равных 0,5 и 1 г/см<sup>3</sup>.

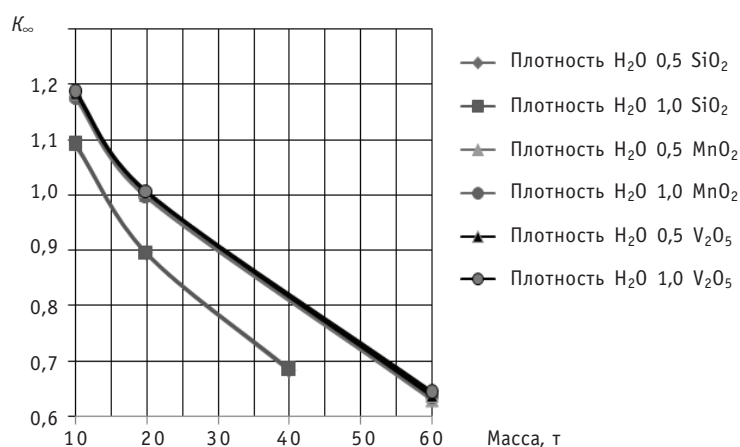


Рис. 5. Зависимость  $K_\infty$  кориума от массы ПОЖА (100 кг  $Gd_2O_3$ ) и типа технологической добавки

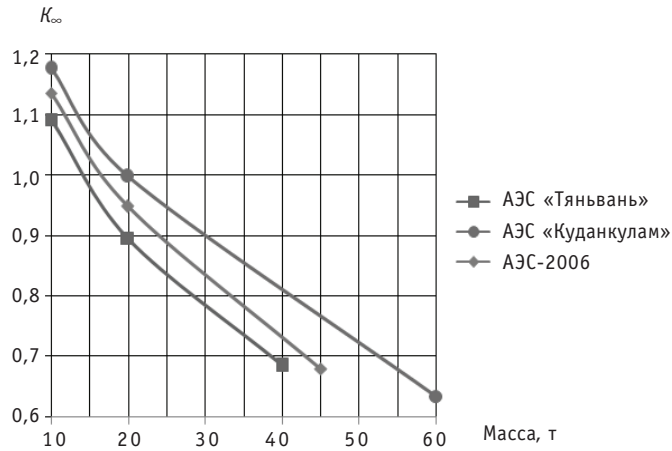


Рис. 6. Зависимость  $K_{\infty}$  от массы ПОЖА (100 кг  $Gd_2O_3$ )

Представленные на рис. 7 и в табл. 4 значения  $K_{\infty}$  показывают что при наиболее консервативном сценарии протекания ЗПА при непопадании в кориюм конструкционных материалов активной зоны количества жертвенного материала ЖКМ,

Таблица 4

**Зависимость  $K_{\infty}$  от типа технологической добавки и массы ЖКМ при отсутствии в ЖКМ  $Gd_2O_3$**

Плотность воды, г/см <sup>3</sup>	Масса ЖКМ, т	Тип технологической добавки	
		MnO <sub>2</sub>	NiO
		$K_{\infty}$	
0,5	10,0	1,43497	1,43574
1,0		1,42906	1,4363
0,5	20,0	1,40267	1,41768
1,0		1,39705	1,40924
0,5	40,0	1,34335	1,36534
1,0		1,33963	1,35958
0,5	96,24	1,19774	1,23594
1,0		1,19452	1,23195

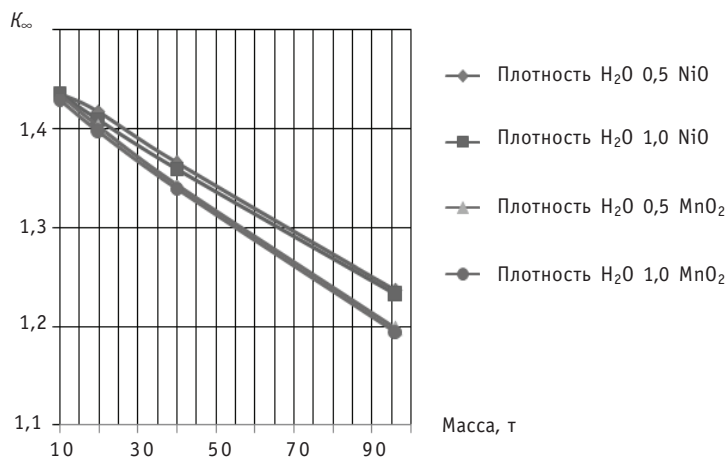


Рис. 7. Зависимость  $K_{\infty}$  кориюма от массы ЖКМ и типа технологической добавки

не содержащего поглотитель нейтронов, недостаточно для предотвращения повторной критичности кориума. Из анализа значений  $K_{\infty}$  (рис. 7 и табл. 4) можно сделать вывод о том, что наибольшее влияние на размножающие свойства кориума оказывает технологическая добавка на основе  $MnO_2$ . Наибольшими размножающими свойствами обладает водо-урановая решетка с плотностью воды  $0,5 \text{ г/см}^3$ .

Для предотвращения образования повторной критичности кориума, находящегося в УЛР, в жертвенный материал необходимо добавить материал, поглощающий нейтроны. Таким материалом является  $Gd_2O_3$ . В таблице 5 представлены зависимости  $K_{\infty}$  от типа технологической добавки и массы ЖКМ при наличии в ЖКМ  $Gd_2O_3$  массой 100 кг.

На рисунке 8 представлены результаты расчетов  $K_{\infty}$  кориума для УЛР, используемых на различных АЭС с жертвенным материалом ЖКМ, в зависимости от массы провзаимодействующих масс ЖКМ и кориума.

Таблица 5

**Зависимость  $K_{\infty}$  от типа технологической добавки и массы ЖКМ для УЛР АЭС с ВВЭР-1500**

Плотность воды, $\text{г/см}^3$	Масса ЖКМ, т	Тип технологической добавки	
		$MnO_2$	$NiO$
$K_{\infty}$			
0,5	10,0	1,3280	1,33744
1,0		1,32676	1,33352
0,5	20,0	1,21848	1,23604
1,0		1,21733	1,23161
0,5	96,24	0,76197	0,81772
1,0		0,76361	0,79472

Из анализа результатов (рис. 8) можно сделать вывод, что гарантированная ядерная безопасность УЛР для АЭС-2006 обеспечивается при взаимодействии 10-ти тонн жертвенного материала с кориумом, а для АЭС с ВВЭР-1500 – 45-ти тонн жертвенного материала с кориумом.

Для оценки влияния на размножающие свойства кориума наполнителей УЛР ПОЖА и ЖКМ на рис. 9 представлены результаты расчетов  $K_{\infty}$  кориума для УЛР,

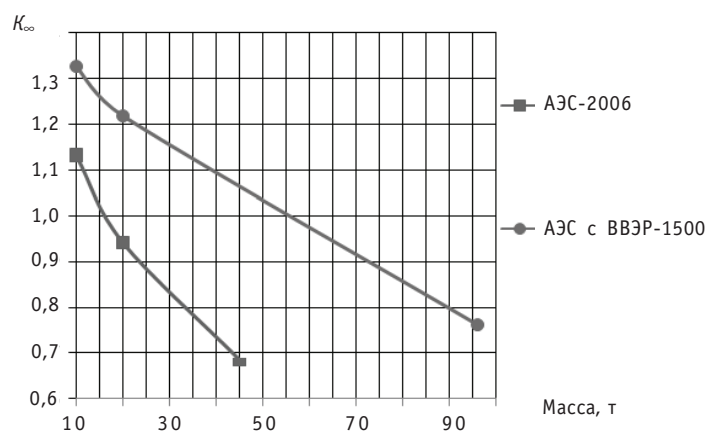


Рис. 8. Зависимость  $K_{\infty}$  кориума от массы жертвенного материала ЖКМ, содержащего 100 кг  $Gd_2O_3$ , для различных АЭС



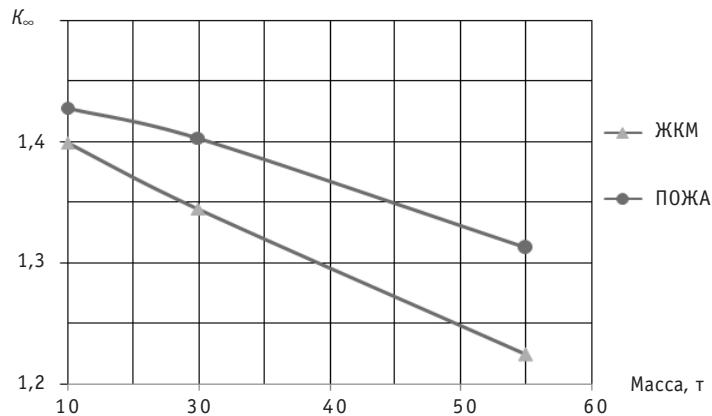


Рис. 9. Зависимость  $K_{\infty}$  кориума от массы жертвенного материала и его типов

предназначенной для использования на АЭС-2006, с жертвенными материалами ПОЖА и ЖКМ, не содержащими  $Gd_2O_3$ .

Из анализа результатов (рис. 9) следует, что для снижения массы ЖМ в УЛР с точки зрения дополнительного повышения ядерной безопасности можно рекомендовать ЖКМ с технологической добавкой  $MnO_2$ .

Обеспечение подкритичности кориума в УЛР выполнено несколькими независимыми способами, каждый из которых гарантирует  $K_{эфф} < 0,95$ :

- взаимодействие кориума с массой железа 170 т при отсутствии в ЖМ УЛР  $Gd_2O_3$  обеспечивает подкритичность кориума при обогащении топлива меньше 5% по  $^{235}U$ ;

- взаимодействие кориума с оксидом железа массой 133 т при отсутствии в ЖМ УЛР  $Gd_2O_3$  обеспечивает подкритичность кориума при обогащении топлива меньше 5% по  $^{235}U$ ;

- добавление в ЖМ  $Gd_2O_3$  в количестве 100 кг обеспечивает подкритичность кориума при попадании в него 30 т оксида железа.

Выполнение критерия ядерной безопасности кориума, находящегося в УЛР, рассматривалось в наиболее консервативном варианте:

- в качестве кориума, попадающего в УЛР, было принято свежее топливо на основе  $UO_2$ ;

- температура кориума и воды принята равной 20°C.

Обеспечение подкритичности кориума несколькими способами при наиболее неблагоприятном прохождении ЗПА позволяет перекрыть область неопределенностей, связанную со сценарием как прохождения ЗПА, так и химического взаимодействия кориума и ЖМ УЛР.

### Литература

1. Кухтевич И.В. и др. Концепция локализации расплава кориума на внекорпусной стадии запроектной аварии АЭС с ВВЭР-1000 // Теплоэнергетика. – 2001. – № 9. – С. 2-7.
2. Сидоров А.С. и др. Устройство локализации расплава Тяньваньской АЭС с ВВЭР-1000 // Теплоэнергетика. – 2001. – № 9. – С. 8-13.
3. Хабенский В.Б. и др. Экспериментальные исследования взаимодействия расплава стали с жертвенным материалом и разработка математической модели взаимодействия / Отчет НИТИ – Инв. № Ф-17795. – Сосновый Бор, 2002.
4. Истомина С.В. и др. Разработка базового технического проекта УЛР для АЭС с ВВЭР-1500. Обоснование работоспособности УЛР с ВВЭР-1500 в условиях развития пластических деформаций в нижней плите и ферме-консоли при механических и высокотемпературных нагружениях. Зак-



лючение о работоспособности нижней плиты в условиях термосилового воздействия со стороны днища корпуса реактора/Отчет – НТЛ-Прибор – М., 2005.

5. Звонарев Ю.А., Цуриков Д.Ф. и др. Расчетный анализ эффективности работы устройства локализации расплава для ВВЭР-1200//ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. – 2010. – Вып. 1. – С. 68-78.

6. Химия актиноидов: В 3-х т. Т.1.: Пер. с англ./Под ред. Дж. Каца, Г. Сиборга, Л. Морсса. – М.: Мир, 1991. – 525 с., ил.

7. Petrov Y., Udalov Y., Subrt J., Szavsky P., Kiselova M., Selucky P., Journeau C., Piluso P. New crystallization studies of  $UO_2 - ZrO_2 - Fe_3O_4$  system and the presumed melting diagram. ICAPP 05. Seoul, Korea, Mai 15-19, 2005. Paper 5056.

8. Bechta S.V., Khabensky V.B., Vitol S.A. et al. Experimental studies of oxidic molten corium – vessel steel interaction // Nuclear Engineering and Design. – 2001. – 210. – 193-224.

9. Main Results of the First Phase of MASCA Project. OECD MASCA Project, RRC «Kurchatov Institute», May 2004.

10. Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности АС с реакторами типа ВВЭР. ПНАЭГ-01-036-95.

11. Правила безопасности при хранении и транспортировке ядерного топлива на объектах атомной энергетики. ПНАЭГ-14-029-91. – М.: Энергоатомиздат, 1992

12. Аналитические исследования в обоснование исходных данных для проектирования устройства локализации расплава при тяжелых авариях АЭС с ВВЭР-1500. Этап 1. Предварительные оценки/Отчет ИПБ ЯЭ РНЦ «Курчатовский институт» Инв. № 90-12/01-24-04, 2004 г.

13. Гусаров В.В., Хабенский В.Б., Бешта С.В., Удалов Ю.П., Грановский В.С., Альмяшев В.И. Концепция разработки жертвенных материалов устройства локализации расплава активной зоны при запроектных авариях АЭС с ВВЭР//Теплоэнергетика. – 2001. – № 9. – С. 22-24.

14. Бабичев А.П., Бабушкина Н.А., Братковская А.М. и др. Физические величины. Справочник. – М.: Энергоатомиздат, 1991. – 1232 с.

15. Цуриков Д.Ф., Загряжкин В.Н. Плотность расплавов системы U-Zr-Fe-O//Атомная энергия. – 2009. – Вып. 4. – С. 201-206.

16. Лунин Г.Л., Новиков А.Н. и др. Использование топлива в ВВЭР-1000: состояние и перспективы//Атомная энергия. – 2007. – Вып. 3. – С. 139-146.

17. Артамонов Н.В., Сидоров А.С. Параметры уран-водной решетки, обеспечивающие максимальные размножающие свойства//ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. – 2011. – Вып. 2. – С. 58-63.

18. Гомин Е.А. Статус MSU-4//ВАНТ. Сер.: Физика ядерных реакторов. – 2006. – Вып. 1. – С. 6-32.

19. Criticality Calculations with MCNP™: A Primer. Charles D. Harmon, Robert D. Busch, R. Arthur Forster. Los Alamos, New Mexico. August 1994.

Поступила в редакцию 14.03.2012

**ABSTRACTS OF THE PAPERS****УДК 621.039.51**

*Application of the Undetermined Lagrangian Coefficients Method in the Analysis on Consistency of Experiments on the Example of Systems with High Enriched Uranium from ICSBEP Handbook \ Yu. E. Golovko; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2012. – 13 pages, 13 tables, 3 illustrations. – References, 12 titles.*

There are results of application of undetermined Lagrangian coefficients method in the analysis of consistency of experiments from ICSBEP Handbook in the current paper. It has been obtained biases to initial conditions of experiments (dimensions and concentrations) and to cross-sections based on the fact that criticality conditions in the real experiments have been strictly reached. Taking into account of these biases allows removing observed contradictions between calculation and experiment data which was not possible to remove using traditional Generalized list square method. Calculations have been made for experiments performed in SSC RF IPPE.

**УДК 621.039.526: 621.039.59**

*Some Macroscopic Characteristics of Fast Reactor Cores of Intermediate Capacity \ G. L. Khorasanov, A. I. Blokhin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2012. – 5 pages, 1 table, 3 illustrations. – References, 13 titles.*

Mean neutron energies, one-group cross sections of neutron capture by uranium-238 and fission of americium-241 for the Russian reactors BN-600, BREST-300 and RBEC-340 (RBEC-M) are calculated using MCNP5 code. For RBEC-340 these characteristics are calculated for the reactor with its standard lead-bismuth coolant as well as for this reactor cooled with Pb-208, as it was proposed by the authors of the paper.

**УДК 621.039.58**

*Nuclear Safety of Melt Localisator Device for NPP with WWER Reactor Model \ N. V. Artamonov, A. S. Sidorov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2012. – 9 pages, 5 tables, 9 illustrations. – References, 19 titles.*

Calculations of nuclear safety of melt localisator device for different types of NPP are presented. Basing on results analysis, recommendations regarding choice of sacrifice material for perspective melt localisator devices are given.

**УДК 621.039.53**

*The Technique of Ultrasonic Testing of Two-Component Metal-Reflex Reaction Setup VC-50 \ R. A. Globa, M. A. Trofimov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2012. – 4 pages, 4 illustrations. – References, 4 titles.*

In JSC «NIIAR» operated research single-circuit reactor setup made the VK-50 boiling like. Feature of the setup made the VC-50 is that the reactor vessel consists of a two-component metal (the metal core thickness of 100 mm and a cladding corrosion thickness of 20 mm). During the ultrasound control the body was found several problems: control of deposition and to identify areas of fusion, control of the base metal, bred for the welding. In the developed technique provides a solution to these problems, which has found practical application

**УДК 621.039.524.44:697.93**

*Simulation of Dynamics of Steam-Gas Front Distribution in Thermal Insulation of Power Plants Pipelines \ P. A. Dvornikov, S. N. Kovtun, A. A. Budarin, V. P. Polionov, N. N. Titarenko, N. G. Roshchin, A. L. Matveev, E. L. Matveev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica»*