

А. В. Михайлов

Институт проблем безопасности АЭС НАН Украины, ул. Кирова, 36а, Чернобыль, 07270, Украина

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТНОЙ ОЦЕНКИ ХАРАКТЕРИСТИК МАТЕРИАЛЬНОЙ СРЕДЫ ЯДЕРНО-ОПАСНЫХ СКОПЛЕНИЙ НБК-ОУ ЧАЭС ДЛЯ ВЕРСИИ ИХ КОРИУМНОГО ПРОИСХОЖДЕНИЯ

Представлена версия материального происхождения скоплений топливосодержащих масс (ТСМ), обнаруженных в местах глубокого проплавления подреакторной плиты разрушенного 4-го энергоблока ЧАЭС и представляющих ядерную опасность. Изучены последствия сценария высокотемпературного взаимодействия расплава топлива (кориума), который мог образоваться в перегретой части активной зоны РБМК-1000, с бетоном пола подаппаратного помещения 305/2. Рассмотрены варианты, отличающиеся исходным составом кориума и начальной температурой его взаимодействия с бетоном (ВРБ). Рассчитаны диапазоны геометрических и физических характеристик продуктов ВРБ - ТСМ с высоким содержанием урана. Дана оценка элементного состава силикатной матрицы ядерно-опасных скоплений при условии наличия в их составе урана с массовой долей 45 - 55 %. Проведено сравнение результатов, полученных в работе, с опубликованными данными, в том числе ранее использовавшимися в модельных расчетах и оценке возможных последствий самопроизвольной цепной реакции деления.

Ключевые слова: тяжелая авария на АЭС, РБМК-1000, кориум, остаточное тепловыделение, продукты ВРБ, ядерно-опасные скопления, топливосодержащие массы.

Введение

Неуправляемый разогрев топливных сборок ядерного реактора 4-го блока ЧАЭС, разрыв трубопроводов охлаждающего контура с последующими паровым взрывом и детонацией воздушно-водородной смеси привели 26 апреля 1986 г. к тяжелейшей по масштабам последствий аварии в истории атомной энергетики [1]. Были разрушены все барьеры безопасности и полностью дефрагментирована активная зона (АЗ). В ходе неконтролируемых высокотемпературных процессов облученное топливо испытало несколько видов термохимического метаморфизма: испарение, диспергирование, плавление и ассимиляцию [2]. Активная стадия аварии завершилась образованием топливосодержащих масс (ТСМ) в виде силикатного расплава топлива, который распространился в нижних помещениях энергоблока и застыл в виде лавообразных ТСМ (ЛТСМ). При этом ТСМ с наиболее высоким содержанием урана остались в эпицентре образования ЛТСМ в местах глубокого проплавления бетона подреакторной плиты (ПП) [3]. Обнаружение скоплений ТСМ, представляющих ядерную опасность (ЯОС), потребовало внести изменения в ранее предложенные сценарии аварийных процессов, которые не допускали условий их образования [4].

Границы ЯОС в массиве поврежденной ПП были оценены по результатам систематизации данных измерений плотности потока нейтронов, мощности экспозиционной дозы гамма-излучения и температуры [3]. Данные расчетных исследований продемонстрировали наличие в зоне их локализации условий для реализации самоподдерживающейся цепной реакции (СЦР). На основе численного анализа и расчетов были изучены характерные особенности ее возникновения и развития в объеме ЯОС, в том числе и при изменении режима влажности внутри нового безопасного конфайнмента объекта «Укрытие» (НБК-ОУ) ГСП ЧАЭС герметичного типа [5, 6].

Важной проблемой, от решения которой в конечном итоге зависит точность оценки возможных последствий СЦР, является использование наиболее реалистичной модели материальной среды скоплений, содержащих критическую массу топлива с оптимальным водо-урановым соотношением. Выводы, которые были сделаны относительно текущего состояния ЯОС, опирались на результаты, полученные «домешиванием» урана к химическому составу, характерному для черных ЛТСМ [5]. Отсутствие проб из этой зоны не позволяет ни подтвердить, ни опровергнуть имеющиеся расчетные данные, используемые для оценки ядерной безопасности НБК-ОУ.

Если рассматривать ЯОС ТСМ как продукт взаимодействия расплава материалов перегретой АЗ (кориума) с бетоном (ВРБ), то в этом аспекте открывается уникальная возможность оценить характеристики материальной среды таких скоплений с позиции последствий, характерных для аварий на АЭС с выходом тепловыделяющего расплава в подреакторное пространство и активным его взаимодействием с различными бетонными конструкциями [7].

© А. В. Михайлов, 2018

Цель работы - оценить характеристики материальной среды ЯОС ТСМ НБК-ОУ ЧАЭС для версии их кориумного происхождения.

Методика исследований

Известно, что при запроектной аварии на АЭС с расплавлением конструкционных элементов АЗ ядерного реактора соответственно химическому составу исходных материалов и условиям их окисления образуется кориум, представляющий систему из двух несмешивающихся жидкостей - металлической и оксидной [8 - 10]. Оксидная компонента кориума (ОКК) формируется в результате расплавления таблеток топлива и растворения в этом расплаве циркония оболочек твэлов и его оксида. Металлическая компонента кориума (МКК) образуется из продуктов расплавления стальных внутрикорпусных устройств, состоящих преимущественно из железа, никеля и хрома.

В случае, когда стальная оболочка реактора не выдерживает локальных термических нагрузок, в ее наиболее энергонапряженной зоне образуется прожог, открывающий путь кориуму в подреакторное пространство защитной гермооболочки - контейнмент [11, 12]. При таком развитии событий и отсутствии специальных устройств локализации расплава в результате ВРБ исходный состав тепловыделяющего расплава разбавляется продуктами теплового разложения бетона [7, 13].

В работе изучали наиболее вероятные последствия сценария высокотемпературного взаимодействия кориума, который мог образоваться в перегретой части АЗ РБМК-1000 4-го энергоблока ЧАЭС с бетоном пола в юго-восточном квадранте подаппаратного помещения 305/2.

Исходный состав кориума определяли на основании данных о материалах, из которых были изготовлены конструкции твэлов и тепловыделяющих сборок (ТВС) РБМК-1000 [14]. В сценарии развития событий при кризисе теплоотдачи предполагалось, что формирование кориума начинается с образования ОКК в результате плавления диоксида урана в перегретой части таблетки. Последующее растворение в расплаве циркония и диоксида циркония формирует исходную систему $UO_2-Zr-ZrO_2$. При таких условиях степень окисленности циркония до диоксида циркония зависит от интенсивности окисления оболочки твэла водяным паром. В расчетах использовалось отношение цирконий/диоксид циркония, равное 1 : 2, как наиболее вероятное и среднее по диапазону 55 – 70 %, который наиболее часто используют в аналогичных оценках. Отношение U/Zr принималось равным его среднему значению, характерному для неповрежденных твэлов РБМК-1000.

Процесс формирования МКК для такого сценария аварийных событий связывался с результатом пополнения его объема компонентами расплавленных стальных элементов ТВС, которые могли оказаться на пути стекания расплава вниз к нижней части АЗ. Соотношение Zr/Fe определялось по данным о средней массе циркониевых сплавов и коррозионно-стойкой стали в конструкции ТВС РБМК-1000.

В отличие от корпусных реакторов на пути движения чернобыльского кориума вниз по топливным каналам находилась массивная нижняя опорная металлоконструкция (схема ОР). При взрывной разгерметизации реакторного пространства часть тепловыделяющего расплава могла быть сброшена на пол помещения 305/2, преимущественно к ее южной стене. Наклон в этом направлении оставшейся целой $\frac{3}{4}$ части схемы ОР и наличие значительного оплавления южной опоры на высоте, соответствующей высотной отметке верхней плиты, свидетельствуют о возможности такого события.

После расплавления металлической обшивки тепловой защиты пола других препятствий для взаимодействия кориума с бетоном ПП не оставалось. Образование каверны, характерной для последствий интенсивного ВРБ, создало условия для накопления в ее объеме наиболее тяжелых компонентов - ТСМ с высокой концентрацией урана и металла.

Оценка физических характеристик конечного продукта ВРБ - ТСМ (кориума, разбавленного компонентами термически деградированного бетона) производилась для модели многокомпонентного раствора в соответствии с методическими подходами, изложенными в [9]. Плотность жидких компонентов кориума на начало взаимодействия с бетоном оценивалась с использованием данных, приведенных в табл. 1, по формуле

$$\rho(T) = \alpha - \beta \cdot (T - T_{пл}),$$

где ρ - плотность жидкой компоненты кориума; α и β - постоянные; $T_{пл}$ - температура плавления.

Парциальная плотность смеси сухих компонентов бетона, образовавшихся после его термического разложения и вошедших в состав силикатного расплава топлива, принималась равной $2,8 \text{ г/см}^3$. Оценка объемных характеристик затвердевших ТСМ производилась в предположении о наличии в составе силикатной матрицы бесконечного кластера пор, образовавшегося при фиксации в ее структуре газовых пузырей, не успевших выйти на поверхность стекломассы до застывания.

Таблица 1. Параметры линейной зависимости плотности жидких компонентов кориума от температуры

Фаза	Величина		$T_{пл}, K$	Источник данных
	$\alpha, г/см^3$	$\beta, г/(см^3 \cdot K)$		
U	17,32	$2,15 \cdot 10^{-3}$	1406	[9]
UO ₂	8,86	$9,28 \cdot 10^{-4}$	3120	[9]
U ₃ O ₈	7,90	$1,13 \cdot 10^{-4}$	2800 - 3100	[15]
Zr	6,11	$2,41 \cdot 10^{-4}$	2133	[9]
ZrO ₂	4,72	$3,57 \cdot 10^{-4}$	2988	[9]
Fe	7,05	$7,06 \cdot 10^{-4}$	1808	[9]
Сталь	6,96	$4,83 \cdot 10^{-3}$	1732	[16]

Определение диапазонов возможных геометрических параметров каверны в разрушенном бетоне ПП и временных диапазонов ее образования производилось по результатам сведения материально-энергетического баланса процессов ВРБ. В каждом из рассмотренных вариантов для расчета использовались те же исходные данные, что и в работе [17]. Принимались во внимание остаточное тепловыделение (ОТВ) отработавшего топлива в составе кориума и тепловой эффект окислительно-восстановительных реакций взаимодействующих компонентов, характерных для ВРБ.

Результаты и обсуждение

Результаты, полученные в настоящей работе в ходе серии расчетов, выполненных для граничных условий, соответствующих критической композиции в системе с оптимальным уран-водным соотношением, максимальной объемной пористостью силикатной матрицы 50 % и средней массовой долей урана, равной 50 %, представлены в табл. 2 – 4.

Данные о возможных составах чернобыльского кориума, который мог сформироваться в перегретой части АЗ РБМК-1000, и расчетные значения его плотности на момент контакта с бетоном представлены в табл. 2. Результаты оценки элементного состава материальной среды критической композиции с массовой долей урана 45 – 55 % приведены в табл. 3 (С - «кориумное» происхождение; L – результат «домешивания» урана к базовому составу черных ЛТСМ по данным работы [5]). В табл. 4 представлены результаты оценки возможных диапазонов значений физических характеристик ТСМ как продукта ВРБ и соответствующие им геометрические параметры каверны в бетоне ПП.

Как видно из данных табл. 2, при моделировании процессов взаимодействия кориума с материалами в подреакторном пространстве, в частности ВРБ, учет температурной зависимости позволяет внести существенную поправку в исходное значение плотности жидкого кориума. Причем, чем выше его температура на момент начала взаимодействия с бетоном, тем в большей степени мы можем ошибаться, не принимая в расчет подобное свойство перегретого расплава.

Для оценки степени корректности результатов, полученных в работе, был проведен сравнительный анализ расчетных значений, приведенных в табл. 2 и 4, с данными, опубликованными в работах [7 - 10, 12, 13, 18]. Было установлено, что изученные варианты сценария ВРБ находятся в хорошем согласии с данными работ [9, 10, 18] как по версиям исходного состава кориума и его характеристикам, так и по расчетной плотности конечных продуктов его взаимодействия с бетоном ПП. Следует особо отметить, что в работе [18] при помощи кода СОКРАТ анализировались последствия аварийной ситуации во многом схожей с рассмотренной в работе как по первоначальному событию, инициировавшему расплавление твэлов, так и таким параметрам, как: мощность ОТВ на момент контакта с бетоном пола; состав бетона и толщина бетонного перекрытия; наличие стальной облицовки (08X18H10T) с примерно такой же толщиной; массовые отношения основных компонентов в расплаве; пористость конечных продуктов ВРБ.

В работе [8] отмечена интересная особенность протекания ВРБ, обусловленная последствиями накопления слоя металла на дне ванны расплава в процессе ее стратификации. По данным этой работы инверсия оксидного и металлического слоев приводит к существенному уменьшению объемной плотности энерговыделения и соответственно снижению тепловой нагрузки (теплонпряженности) на материалы, находящиеся ниже ванны расплава. Для нашей ситуации подобное обстоятельство позволяет найти объяснение тому, почему не произошел сквозной прожог плиты перекрытия: на дне каверны образовался тепловой экран из металла после падения плотности разбавленного кориума до значений, сравнимых с плотностью стали и ниже для пористых ТСМ (см. табл. 1 и 3). Как следствие падения теплонпряженности на подстилающий слой бетона произошло замедление его абляции в вертикальном направлении вплоть до полного ее прекращения. Аналогичный эффект по данным ра-

бот [8 – 10, 12] наблюдается в случае применения специальных жертвенных материалов для направленного понижения плотности тепловыделяющего расплава, вышедшего за пределы корпуса ВВЭР в подреакторное пространство. Подобный технологический прием позволяет отделить разбавленный кориум от бетона слоем металла, остановить его дальнейшее разрушение и существенно понизить скорость генерации радиоактивных аэрозолей и водорода.

Таблица 2. Состав и характеристики кориума чернобыльского происхождения в зависимости от степени окисления его компонентов и наличия железа расплавленных конструктивных элементов канала

Код версии состава кориума	Характеристики кориума					Масса, т	Плотность, г/см ³
	Фазовый состав		Химический состав				
		мас. %		мас. %	ат. %		
ОКК-1-1	UO ₂	70,7	U	62,0	18,5	29,00	9,16 (8,04 - 8,64)
	Zr	7,9	Zr	23,8	18,5		
	ZrO ₂	21,4	O	14,2	63,0		
ОКК-1-2	UO ₂	70,4	U	61,8	18,4	29,13	9,15 (8,03 - 8,63)
	Zr	7,9	Zr	23,7	18,4		
	ZrO ₂	21,3	Fe	0,4	0,6		
	Fe	0,4	O	14,1	62,6		
ОКК-1-3	UO ₂	68,8	U	60,4	16,6	29,80	9,00 (7,87 - 8,47)
	ZrO ₂	31,2	Zr	23,2	16,6		
			O	16,4	66,8		
ОКК-1-4	UO ₂	68,5	U	60,2	16,5	29,93	9,00 (7,86 - 8,46)
	ZrO ₂	31,1	Zr	23,1	16,5		
	Fe	0,4	Fe	0,4	0,5		
			O	16,3	66,5		
ОКК-2-1	U ₃ O ₈	69,5	U	59,0	15,1	30,50	7,56 (6,98 - 7,13)
	ZrO ₂	30,5	Zr	22,6	15,1		
			O	18,4	69,8		
ОКК-2-2	U ₃ O ₈	69,2	U	58,8	15,0	30,63	7,56 (6,97 - 7,12)
	ZrO ₂	30,4	Zr	22,5	15,0		
	Fe	0,4	Fe	0,4	0,5		
			O	18,3	69,5		

П р и м е ч а н и е. В скобках приведены данные, соответствующие результату расчета с учетом температурной зависимости плотности жидких компонентов расплава в диапазоне значений температуры от 1900 до 2700 К.

При рассмотренных выше условиях протекания ВРБ и отсутствии других источников разбавления кориума в ванне расплава наступает фаза ее стабилизации по материальному составу. Следует подчеркнуть, что характеристики продуктов ВРБ, приведенные в табл. 4, относятся только к наиболее плотному слою ТСМ с высоким содержанием урана, ниже которого располагается слой металла, как показано на рисунке. Выше, как известно, ЯОС ТСМ покрыты слоем черных ЛТСМ, образовавшихся при расходе шихты из фрагментов АЗ [3, 4].

Геометрические размеры каверны (см. табл. 4) были определены по результатам сведения материально-энергетического баланса процессов с учетом ОТВ отработавшего топлива в составе кориума как основного источника тепла и экзотермического эффекта от окислительно-восстановительных реакций в ванне расплава. Согласно полученным данным при ОТВ порядка 200 кВт/т урана на момент контакта кориума с металлической обшивкой пола для завершения активных процессов вертикальной абляции бетона и формирования в объеме образовавшейся каверны (см. табл. 4) ТСМ с элементным составом, как в табл. 3, потребовалось время от 12,5 до 14,5 ч. По данным японских исследователей, оксидная часть расплава (ТСМ с высоким содержанием урана) может содержать фазы (U, Zr)O_{2+x}, (Zr, U)SiO₄ и CaAl₂Si₂O₈ [19, 20]. При этом, как схематически показано на рисунке, вокруг ТСМ с высоким содержанием урана должен остаться слой термически разрушенного бетона и корка.

В целом ряде работ, обзор которых детально изложен в [7], особое внимание уделено влиянию на процессы ВРБ образующегося слоя корки на границе «расплав – бетон». Это обусловлено тем, что этот промежуточный слой требует не только значительных затрат энергии на его разрушение, но и препятствует поступлению в расплав новых порций продуктов термического разложения бетона. По результатам многочисленных экспериментальных исследований известно, что на своих

границах (с силикатным расплавом топлива, с одной стороны, и термически разрушенным бетоном, с другой) этот слой представляет собой керамическую (стеклообразную) корку, которая может быть пронизана многочисленными порами (увеличенный фрагмент спеченных фрагментов бетона на рисунке). По данным японских исследователей, которые изучали возможные последствия ВРБ на трех аварийных блоках АЭС «Фукусима-Дайичи», состав этого химического соединения может быть выражен формулой $\text{CaAl}_2\text{Si}_2\text{O}_8$. При этом слой корки, непосредственно прилегающий к разбавленному кориуму, может содержать 3 - 4 мас. % урана.

Таблица 3. Элементный состав ЯОС ТСМ и верхнего слоя черных ЛТСМ

Элемент	Содержание, мас. %			
	Версия состава ЯОС ТСМ		Версия состава черных ЛТСМ	
	<i>C</i>	<i>L</i>	[5]*	[17]**
U	45,00 - 55,00	53	4,7	4,6 (3,8 - 5,7)
Zr	17,00 - 21,00	4,7	3,1	4,2 (4,0 - 4,3)
Fe	0,18 - 0,53	0,2	1,4	1,2 (0,35 - 5,5)
Si	4,85 - 5,60	10,7	29,0	30,9 (28,5 - 33,0)
Mg	0,06 - 0,07	0,7	2,3	2,5 (2,3 - 3,0)
Ca	1,15 - 1,33	1,6	5,3	5,1 (4,5 - 6,1)
Na	0,30 - 0,34	1,5	4,0	4,2 (3,9 - 4,6)
Al	0,72 - 0,83	1,2	4,8	4,0 (3,9 - 4,6)
O	21,22 - 22,54***	26,1	44,5	42,4
Другие	0,90 - 0,93	0,3	0,9	0,87

* Базовый состав ЛТСМ, который использовался для расчета версии *L*.

** Данные приведены для сравнения.

*** Без учета наличия воды в порах.

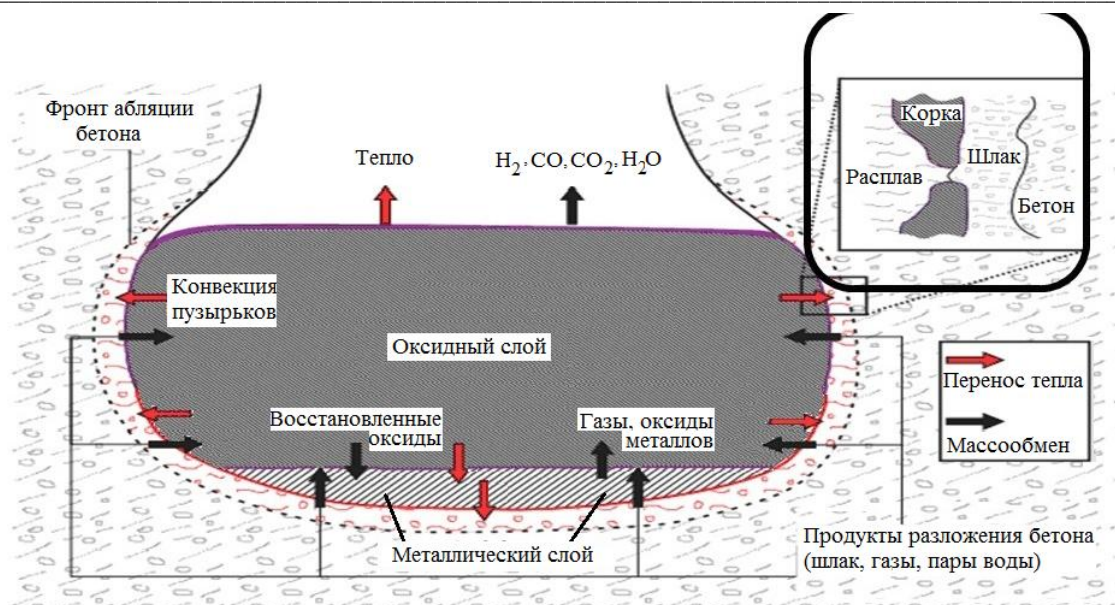
Таблица 4. Диапазоны значений характеристик ЯОС ТСМ и каверны в бетоне

Параметр	Вариант расчета		
	<i>1</i>	<i>2</i>	<i>3</i>
Плотность ТСМ, г/см ³	6,83 - 7,95	6,47 - 7,51	6,34 - 7,01
Объемная плотность при максимальной пористости ТСМ, г/см ³	3,92 - 4,48	3,73 - 4,25	3,67 - 4,00
Объем каверны в бетоне (<i>h</i> = 1,4 м), м ³	14,10 - 16,40	14,90 - 17,30	16,00 - 17,70
Объем ЯОС ТСМ (<i>h</i> = 0,9 м), м ³	9,05 - 10,53	9,60 - 11,13	10,28 - 11,35
Радиус каверны (на отметке +9,10), м	1,79 - 1,93	1,84 - 1,98	1,91 - 2,00

Пр и м е ч а н и е. *1* – результаты получены без учета зависимости плотности расплава от температуры; *2* и *3* соответствуют результатам, полученным с учетом температурной зависимости плотности жидких компонентов расплава для $T = 1900$ и 2700 К. Диапазоны значений включают спектр данных, рассчитанных для изученных версий состава кориума.

По мере продвижения фронта ВРБ граница раздела «кориум-бетон» смещается как в вертикальном, так и горизонтальном направлениях. Периодически происходит разрушение (вскрытие) корки под действием напора газов, которые накапливаются под ней в результате термического разложения составляющих бетона [7]. Фрагменты разрушенной корки ($\text{CaAl}_2\text{Si}_2\text{O}_8$, $(\text{Zr}, \text{U})\text{SiO}_4$) растворяются в расплаве топлива, разбавляя оксидную компоненту кориума, либо всплывают на его поверхность, образуя сверху малоплотный слой расплавленных силикатов с низким содержанием урана (ЛТСМ). В местах вскрытия корки образуются каналы, обеспечивающие свободную конвекцию газообразных продуктов из слоя эродированного бетона в расплав. Барботаж газов через ванну расплава приводит к перемешиванию расплава, активному доокислению исходных компонентов кориума и высвобождению продуктов деления топлива. На границах с новым слоем термически разрушенного бетона вновь образуется корка, проницаемая для газов [13].

Через определенное время удельного тепловыделения по фронту ВРБ оказывается недостаточным, чтобы расширить зону эрозии бетона, а напора газов не хватает, чтобы вскрыть корку. После стратификации несмешивающихся компонентов металлический слой как наиболее плотный, опускается на дно (см. рисунок). Наступает этап стабилизации состава ванны силикатного расплава ТСМ в границах зоны прожога ПП, отделенной от остального массива бетона стеклообразной коркой.



Формирование ванны силикатного расплава в результате взаимодействия кориума с бетоном.

Если вернуться к данным табл. 3, то можно отметить следующее. Во-первых, в составе ТСМ и ЛТСМ присутствуют все необходимые элементы для образования химических соединений, которые, по мнению японских исследователей, могут составлять каркас ТСМ и корки на границе с нерасплавленным бетоном ПП. Во-вторых, состав материальной среды ЯОС ТСМ, полученный в результате механического «домешивания» урана к базовому составу черных ЛТСМ, которые, как известно, покрывают скопление сверху, существенно отличается от версии ее «кориумного» происхождения. В первую очередь это относится к цирконии. Согласно данным [8] после доокисления уран и цирконий остаются в оксидной части кориума, а после охлаждения обнаруживаются в составе простой эвтектической смеси твердых растворов $(U, Zr)O_{2+x}$ и $(Zr, U)O_2$. В том случае, если только незначительные количества урана и циркония переходят в результате экстракции расплавленной сталью (железом) в металлическую компоненту кориума, как это отмечено в работе [8], результирующее отношение U/Zr не должно существенно отличаться от исходного значения. Как видно из данных табл. 3, в продуктах ВРБ «кориумного» происхождения это соотношение сохранено, а в результатах механического «домешивания» - нет. Существенные отличия двух версий наблюдаются и для других элементов, в том числе и для важных с точки зрения замедляющей способности нейтронов в среде при расчете возможных последствий СЦР.

Заключение

В настоящей работе проведена оценка элементного состава и характеристик материальной среды ЯОС ТСМ для сценария непосредственного взаимодействия кориума, образовавшегося в ТВС перегретой части активной зоны РБМК-1000, с бетоном пола подреакторного помещения 305/2. При расчете физических характеристик кориума и продуктов ВРБ впервые использованы функциональные зависимости плотности жидких компонентов расплава от температуры, определены временные рамки образования каверны в месте глубокого прожога ПП. На наш взгляд, характеристики материальной среды ЯОС, полученные для версии «кориумного» происхождения ТСМ, представляют более реалистичный пакет исходных данных для расчетного моделирования состояния критической композиции, представляющей ядерную опасность, в условиях изменения температурно-влажностного режима внутри НБК-ОУ.

СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННОЙ ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Проблемы безопасности атомной энергетики. Уроки Чернобыля* : монография / Б. С. Пристер, А. А. Ключников, В. Г. Барьяхтар, В. М. Шестопалов, В. П. Кухарь ; под. ред. акад. НААН Украины Б. С. Пристера; - 2-е изд., доп. - Чернобыль: Ин-т проблем безопасности АЭС, 2016. - 356 с.
2. *Радиогеохимическое исследование топливосодержащих новообразований, возникших в результате аварии на Чернобыльской АЭС* / В. Г. Савоненков, Е. Б. Андерсон, Е. А. Смирнова, С. И. Шабалев // Тр. Радиевского ин-та им. В. Г. Хлопина. - 2009. - Т. XIV. - С. 87 - 117.

3. *Об'єкт «Укриття»: 30 років після аварії : монографія / В. О. Краснов, А. В. Носовський, В. М. Рудько, В. М. Щербін. - Чорнобиль : Ін-т проблем безпеки АЕС, 2016. - 512 с.*
4. *Топливо в помещении 305/2 4-го блока ЧАЭС. Критмассовые зоны. Уточнение сценария образования лавообразных топливосодержащих материалов / Е. Д. Высотский., В. А. Краснов, А. С. Лагуненко, Э. М. Пазухин // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобиля. - 2007. - Вып. 8. - С. 77 - 85.*
5. *Ядерная безопасность при ликвидации последствий тяжелой аварии на ЧАЭС / Е. Д. Высотский, Р. Л. Годун, А. А. Дорошенко, В. А. Краснов // Там же. - 2017. - Вып. 28. - С. 60 - 67.*
6. *Бабенко В. А. Изучение возможности возникновения, развития и свойств самоподдерживающейся цепной реакции ядерной реакции в топливосодержащих массах объекта «Укрытие» / В. А. Бабенко, В. Н. Павлович // Ядерная физика та енергетика. - 2017. - Т. 18, № 3. - С. 254 - 266.*
7. *State-of-the-Art Report on Molten Corium Concrete Interaction and Ex-Vessel Molten Core Coolability // Nuclear Safety and Regulation. - Nuclear Energy Agency, 2017. - 365 p. (OECD 2017, NEA No. 7392).*
8. *Новый класс функциональных материалов для устройства локализации расплава активной зоны ядерного реактора / В. В. Гусаров, В. И. Альмяшев, В. Б. Хабенский и др. // Рос. хим. журн. - 2005. - Т. XLIX, № 4. - С. 42 - 53.*
9. *Асмолов В. Г. Оценка плотности U-Zr-Fe-O-расплавов / В. Г. Асмолов, В. Н. Загрязкин, Д. Ф. Цуриков // Теплофизика высоких температур. - 2008. - Т. 46, № 4. - С. 635 - 638.*
10. *Функциональные материалы для пассивного управления запроектной аварией ядерного реактора на внекорпусной стадии локализации расплава активной зоны. Часть 1 / Ю. П. Удалов, Н. Ф. Федоров, Б. А. Лавров, А. С. Сидоров // Изв. Санкт-Петербург. гос. технолог. ин-та (техн. ун-та). - СПб., 2010. - № 8 (34). - С. 17 - 24.*
11. *Основные положения методического обеспечения моделирования тяжелых аварий на АЭС с ВВЭР / В. И. Скалзубов, Ю. Л. Коврижкин, В. Н. Колыханов, Г. Г. Габлая // Ядерная та радіаційна безпека. - 2010. - № 2 (46). - С. 13 - 18.*
12. *Киселев А. Е. Верификация модели физико-химических процессов в расплаве на внекорпусной стадии тяжелой аварии / А. Е. Киселев, Е. В. Моисеенко, А. С. Филиппов // Материалы конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР» (Подольск, ОКБ «Гидропресс», 26 - 29 мая 2009 г.). - Подольск : ОКБ «Гидропресс», 2009. - С. 96 - 105.*
13. *Каменская Д. Д. Верификация модели взаимодействия тепловыделяющего расплава с бетоном на внекорпусной стадии тяжелой аварии / Д. Д. Каменская, Е. В. Моисеенко, А. С. Филиппов // Материалы конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР» (Подольск, ОКБ «Гидропресс», 19 - 22 мая 2015 г.). - Подольск : ОКБ «Гидропресс», 2015. - С. 87 - 106.*
14. *Доллежалъ Н. А. Канальный ядерный энергетический реактор / Н. А. Доллежалъ, И. Я. Емельянов. - М. : Атомиздат, 1980. - 207 с.*
15. *Чиркин В. С. Теплофизические свойства материалов ядерной техники: справочник / В. С. Чиркин. - М. : Атомиздат, 1968. - 483 с.*
16. *Марочник сталей и сплавов. 2-е изд., доп. и испр. / А. С. Зубченко, М. М. Колосков, Ю. В. Каширский и др. ; под общей ред. А. С. Зубченко. - М. : Машиностроение, 2003. - 784 с.*
17. *Михайлов А. В. К вопросу о материальных и энергетических источниках образования топливосодержащих материалов во время аварии на 4-м блоке ЧАЭС // Ядерная физика та енергетика. - 2016. - Т. 17, № 4. - С. 354 - 363.*
18. *Безбородов А. Н. Теплофизический анализ и анализ ядерной безопасности бассейна выдержки при аварии с полным длительным обесточиванием АЭС / А. Н. Безбородов, В. В. Меркулов // Материалы конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР» (Подольск, ОКБ «Гидропресс», 19 - 22 мая 2015 г.). - Подольск : ОКБ «Гидропресс», 2015. - С. 95 - 110.*
19. *Kitagaki T. Research Approach of MCCI products characterization for debris removal / T. Kitagaki, K. Yano, T. Washiya / <https://www-pub.iaea.org/iaeaemeetings/cn235p/Posters/Toru-Kitagaki-85.pdf>.*
20. *Washiya T. Fuel debris and MCCI product characterization for Fukushima Daiichi NPS / T. Washiya. Poster of 1st International Scientific and Practical Workshop “From destroyed Unit № 4 of the Chernobyl Nuclear Power Plant to the New Safe Confinement” (Kiev, May 16 - 18, 2017).*

О. В. Михайлов

Институт проблем безпеки НАН України, вул. Кірова, 36а, Чорнобиль, 07270, Україна

РЕЗУЛЬТАТИ РОЗРАХУНКОВОЇ ОЦІНКИ ХАРАКТЕРИСТИК МАТЕРІАЛЬНОГО СЕРЕДОВИЩА ЯДЕРНО-НЕБЕЗПЕЧНИХ СКУПЧЕНЬ НБК-ОУ ЧАЕС ДЛЯ ВЕРСІЇ ЇХНЬОГО ПОХОДЖЕННЯ ВІД КОРИУМУ

Представлено версію матеріального походження скупчень паливовмісних мас (ПВМ), які виявлені в місцях глибокого проплавлення підреакторної плити зруйнованого 4-го енергоблока ЧАЕС і становлять ядерну небезпеку. Вивчено наслідки сценарію високотемпературної взаємодії розплаву палива (коріуму), що міг утво-

ритися в перегрітій частині активної зони РВПК-1000, з бетоном підлоги підапаратного приміщення 305/2. Розглянуто варіанти, що відрізняються вихідним складом коріуму і початковою температурою його взаємодії з бетоном (ВРБ). Розраховано діапазони геометричних і фізичних характеристик продуктів ВРБ - ПВМ з високим вмістом урану. Надано оцінку елементного складу силікатної матриці ядерно-небезпечних скупчень за умови наявності в їхньому складі урану з масовою часткою 45 - 55 %. Проведено порівняння отриманих результатів із літературними даними, у тому числі й такими, що раніше використовувалися в модельних розрахунках та оцінках можливих наслідків ланцюгової реакції поділу.

Ключові слова: важка аварія на АЕС, РБМК-1000, коріум, залишкове тепловиділення, продукти ВРБ, ядерно-небезпечні скупчення, паливовмісні маси.

O. V. Mikhajlov

Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants, NAS of Ukraine, Kirova str., 36a, Chornobyl, 07270, Ukraine

RESULTS OF CALCULATED ESTIMATES OF MATERIAL ENVIRONMENT CHARACTERIZATION FOR NUCLEARLY HAZARDOUS CLUSTERS IN ChNPP NSC – «UKRYTTYA» OBJECT AS BASED ON VERSION OF THEIR CORIUM ORIGIN

As result of accident occurred on April 26, 1986 at ChNPP Unit 4, silicate fuel melt, which solidified in the form of lava-like fuel-containing masses (FCM), originated in sub-reactor space. In their origination epicenter, in the places of deep fusion penetration in sub-reactor slab concrete, FCM clusters representing nuclear hazard (NHC), were localized. The objective of current work was to estimate the characteristics of NHC material environment as a product of corium with concrete interaction (MCCI) that is typical for the aftermath of NPP severe accidents with escape of core melt materials in sub-reactor space. There was an assumption that corium formation, under heat transfer crisis, begins from uranium dioxide melting in over-heated pellet part inside fuel element shells. Dilution in melt of zirconium and zirconium dioxide produces UO_2 -Zr-ZrO₂ initial system. The estimate of physical characteristics of corium being diluted at the MCCI start by negligible amount of steel structures iron was carried out with using well-known model of multi-component solution with considering functional dependence of temperature of melt liquid components' density. Geometrical and physical characteristics of MCCI end product (corium diluted by concrete degradation products) were calculated for several options differing in initial corium composition and initial MCCI temperature. Element content of NHC silicate matrix was estimated under condition of availability in their content of uranium with 45 - 55 % mass share. Timeframes were identified of their origination in the places of deep fusion penetration in sub-reactor slab concrete. The results obtained in this work were compared with published data, including those previously used in model calculations and estimates of possible consequences of self-sustaining nuclear chain reaction.

Keywords: severe accident at NPP, RBMK-1000, corium, spent nuclear fuel afterheat, MCCI products, nuclearly-hazardous clusters, fuel-containing masses.

REFERENCES

1. *The safety problems of the nuclear power. The lessons of Chernobyl* : monograph / B. S. Prister, A. A. Kljuchnikov, V. G. Bariakhtar, V. M. Shestopalov, V. P. Kukhar' ; ed. by B. S. Prister; - 2-nd edition. - Chernobyl': Institute for Safety Problems of NPP, 2016. - 356 p. (Rus)
2. *Radiogeochemical study of fuel morbid growth resulting from the Chernobyl accident* / V. G. Savonenkov, E. B. Anderson, E. A. Smirnova, S. I. Shabalev // Proc. V. G. Khlopin Radium Institute. - 2009. - Vol. XIV. - P. 87 - 117. (Rus)
3. *Object "Ukryttya": 30 years after the accident* : monograph / V. O. Krasnov, A. V. Nosovs'kyj, V. M. Rud'ko, V. M. Shcherbin. - Chornobyl': Institute of NPP Nuclear Safety, 2016. - 512 p. (Ukr)
4. *Fuel in Room 305/2 of the Chernobyl Nuclear Power Station Unit 4. Zones of critical mass risk. Specification of the scenario of formation of lava-like fuel containing materials* / Ye. D. Vysotskij, V. O. Krasnov, O. S. Lagunencko, E. M. Pazukhin // Problemy bezpeky atomnykh electrostantsiy i Chornobylya (Problems of Nuclear Power Plants' Safety and of Chornobyl). - 2007. - Iss. 8. - P. 77 - 85. (Rus)
5. *Nuclear safety during the elimination of the severe consequences of the Chernobyl accident* / Ye. D. Vysotskij, R. L. Godun, A. O. Doroshenko, V. O. Krasnov // Ibid. - 2017. - Iss. 28. - P. 60 - 67. (Rus)
6. *Babenko V. A. Study of ignition possibility, development and properties of self-sustaining nuclear chain reaction in the fuel-containing masses of the object "Ukryttya"* / V. A. Babenko, V. N. Pavlovych // Yaderna fizuka ta energetyka (Nucl. Phys. At. Energy). - 2017. - Vol. 18, No. 3. - P. 254 - 266. (Rus)
7. *State-of-the-Art Report on Molten Corium Concrete Interaction and Ex-Vessel Molten Core Coolability* // Nuclear Safety and Regulation. - Nuclear Energy Agency, 2017. - 365 p. (OECD 2017, NEA No. 7392).
8. *A new class of functional materials for core melt localization device of the nuclear reactor* / V. V. Gusarov, V. I. Al'myashev, V. B. Habenskiy et al. // Jurnal of Rus. chem. - 2005. - Vol. XLIX, № 4. - P. 42 - 53. (Rus)
9. *Asmolov V. G. Density estimation U-Zr-Fe-O melts* / V. G. Asmolov, V. N. Zagrzajkin, D. F. Tsurikov // Thermal phys. of high temp. - 2008. - Vol. 46, № 4. - P. 635 - 638. (Rus)

10. *Functional materials for passive management of severe accident at a nuclear reactor in out-vessel stage of localization core melt. Part 1* / Ju. P. Udalov, N. F. Fedorov, B. A. Lavrov, A. S. Sidorov // *Izv. Sankt-Peterb. gosud. tekhnol. in-ta (tekhn. un-ta)*. – Sant-Peterburg, 2010. - № 8 (34). - P. 17 - 24. (Rus)
11. *Summary of methodological support of modeling of severe accidents at NPP with VVER* / V. I. Skalozubov, Yu. L. Kovrizhkin, V. N. Kolyhanov, G. G. Gablaya // *Yaderna ta radiatsiina bezpeka*. - 2010. - № 2 (46). - P. 13 - 18. (Rus)
12. *Kiselev A. Ye. Verification of the model of physical and chemical processes in the melt at outside vessel stage of severe accident* / A. Ye. Kiselev, Ye. V. Moiseenko, A. S. Filippov // *Materials of Conf. "Safety Assurance of NPP with VVER"* (Podol'sk, OKB "Gidropress", 26 - 29 May 2009). – Podol'sk : OKB "Gidropress", 2009. – P. 96 - 105. (Rus)
13. *Kamenskaja D. D. Verification of the model of interaction of heat-melt with the concrete at outside vessel stage of severe accident* / D. D. Kamenskaja, Ye. V. Moiseenko, A. S. Filippov // *Materials of Conf. "Safety Assurance of NPP with VVER"* (Podol'sk, OKB "Gidropress", 19 - 22 May 2015). – Podol'sk : OKB "Gidropress", 2015. – P. 87-106. (Rus)
14. *Dollezhal' N. A. Channal-type Nuclear Power Reactor* / N. A. Dollezhal', I. Ja. Emelianov. – Moskva : Atomizdat, 1980. - 207 p. (Rus)
15. *Chirkin V. S. Thermophysical properties of nuclear engineering materials. Reference book* / V. S. Chirkin. - Moskva : Atomizdat, 1968. – 483 p. (Rus)
16. *Reference book of steels and alloys. 2-nd edition* / A. S. Zubchenko, M. M. Koloskov, Yu. V. Kashirskij et al. ; ed. by A. S. Zubchenko. - Moskva : Mashinostroenie, 2003. - 784 p. (Rus)
17. *Mikhajlov O. V. On material and energy sources of fuel-containing materials formation during Chernobyl NPP Unit 4 accident* / O. V. Mikhajlov // *Yaderna fizuka ta energetyka (Nucl. Phys. At. Energy)*. - 2016. - Vol. 14, No. 4 - P. 354 - 363. (Rus)
18. *Bezborodov A. N. Thermophysical analysis and analysis of nuclear safety of the aging basin in the event of an accident with total long-term de-energization of nuclear power plants* / A. N. Bezborodov, V. V. Merkulov // *Materials of Conf. "Safety Assurance of NPP with VVER"* (Podol'sk, OKB "Gidropress", 19 – 22 May 2015). – Podol'sk : OKB "Gidropress", 2015. – P. 95 - 110. (Rus)
19. *Kitagaki T. Research Approach of MCCI products characterization for debris removal* / T. Kitagaki, K. Yano, T. Washiya / <https://www-pub.iaea.org/iaeameetings/cn235p/Posters/Toru-Kitagaki-85.pdf>.
20. *Washiya T. Fuel debris and MCCI product characterization for Fukushima Daiichi NPS* / T. Washiya. Poster of 1st International Scientific and Practical Workshop "From destroyed Unit №4 of the Chernobyl Nuclear Power Plant to the New Safe Confinement" (Kiev, May 16 - 18, 2017).

Надійшла 29.03.2018
Received 29.03.2018