

## Особенности моделирования бассейна выдержки отработанного ядерного топлива с использованием расчетного кода MELCOR 1.8.5

Представлен анализ протекания процессов в бассейне выдержки (БВ) отработанного ядерного топлива при моделировании БВ с использованием компьютерного кода MELCOR 1.8.5 и опций для реакторов BWR и PWR. Переходные процессы рассмотрены для исходного события «Потеря теплоотвода от бассейна выдержки», определены основные отличия по временным рамкам и процессам в БВ.

*Ключевые слова:* бассейн выдержки, расчетная модель, тяжелая авария, взаимодействие расплава с бетоном, генерация водорода.

**О. Л. Коцуба, Ю. Ю. Воробьев**

### Особливості моделювання басейна витримки відпрацьованого ядерного палива з використанням розрахункового коду MELCOR 1.8.5

Наведено аналіз протікання процесів у басейні витримки (БВ) відпрацьованого ядерного палива в процесі моделювання БВ з використанням комп'ютерного коду MELCOR 1.8.5 та опцій для реакторів BWR і PWR. Перехідні процеси розглянуто для вихідної події «Втрата тепловідведення від басейну витримки», визначено основні відмінності за часовими рамками і процесами, що відбуваються у БВ.

*Ключові слова:* басейн витримки, розрахункова модель, важка аварія, взаємодія розплаву з бетоном, генерація водню.

© А. Л. Коцуба, Ю. Ю. Воробьев, 2014

**В** настоящее время протекание тяжелой аварии (ТА) в бассейне выдержки (БВ) изучено в мировой практике недостаточно. Исследования проектных аварий показали стабильность охлаждения отработанных тепловыделяющих сборок (ОТВС) в БВ за счет как резервирования каналов, так и устойчивости системы к единичному отказу и обесточиванию [1]. Однако после аварии на энергоблоке № 4 АЭС «Фукусима-Дайичи», где произошло повреждение ОТВС в БВ с последующим взрывом водорода и разрушением здания блока, возникла необходимость в детальном изучении протекания ТА с повреждением отработанного ядерного топлива (ОЯТ) в БВ.

Для исследования протекания ТА на реакторной установке (РУ) наиболее применим компьютерный код MELCOR, разработанный в Национальной лаборатории Sandia (США) по заказу U. S. Nuclear Regulatory Commission. Это интегральный код, предназначенный для моделирования всего спектра явлений, сопровождающих протекание ТА на АЭС с легководными реакторами от момента возникновения исходного события до достижения конечного состояния [2]. MELCOR по своей структуре является модульным кодом, включающим около 20 различных «пакетов», моделирующих отдельные группы физических процессов и объединенных унифицированным механизмом взаимной передачи потоков данных. Поскольку MELCOR разрабатывался изначально для анализа протекания ТА на РУ, его применение для моделирования протекания тяжелой аварии в БВ носит неоднозначный характер и должно быть всестороннее исследовано. В рамках данной работы оценивались различные варианты моделирования БВ с помощью компьютерного кода MELCOR 1.8.5 на базе ранее разработанной модели для БВ ВВЭР-1000 [3].

**Описание расчетных моделей.** Расчетные модели для кода MELCOR 1.8.5 представляют собой упрощенные модели отсека TG21B02 энергоблока № 5 Запорожской АЭС (ЗАЭС), в котором установлены стеллажи уплотненного хранения топлива (СУХТ) «Шкода». Исходные данные для моделирования взяты из [4–6].

Объем 101 моделирует нижний объем в БВ от нижней отметки пола 20,7 м до отметки начала обогреваемой части ТВС на отметке 21,643 м (рис. 1). Объем 102 — это внутренний объем чехловых шестигранных труб СУХТ от начала обогреваемой части ТВС до верхней части металлических конструкций СУХТ. Объем 103 моделирует байпас между шестигранными трубами и остальной объем БВ; объем 104 — объем над металлоконструкциями БВ до верхней отметки бетонных конструкций 36,9 м. Объем 106 представляет собой граничное условие, которое моделирует гермообъем (ГО). Параметры среды в объеме 106 приняты с постоянными давлением и температурой, что не учитывает обратный отклик ГО на процессы в БВ. Данный подход моделирования ГО используется только в целях получения сравнительной оценки протекания ТА для разных моделей БВ. Модель начала реакции расплава с бетоном опорной плиты БВ подключается в расчетном анализе только в момент повреждения металлической облицовки БВ.

Объемы связаны соответствующими моделями связей, которые учитывают гидравлическое сопротивление каналов. Подпитка БВ теплоносителем моделируется в виде положительного источника массы и энтальпии в объеме 101. Исток теплоносителя через переливы моделируется в виде отрицательного источника массы и энтальпии в объеме 104.

Теплообмен и взаимодействие внутри топливной решетки моделируются пакетом COR расчетного кода, для которого конструируется модель активной зоны в рамках

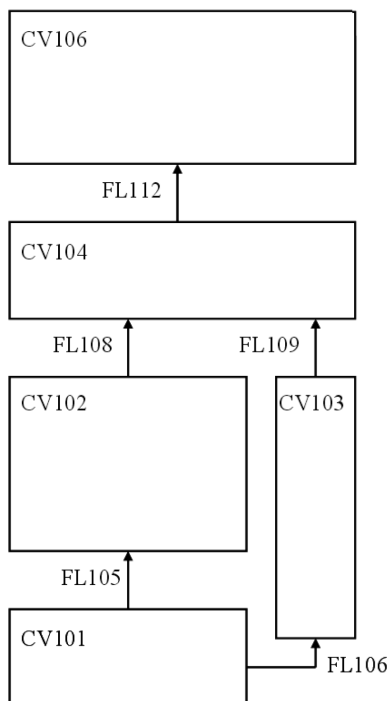


Рис. 1. Нодализация схема модели БВ

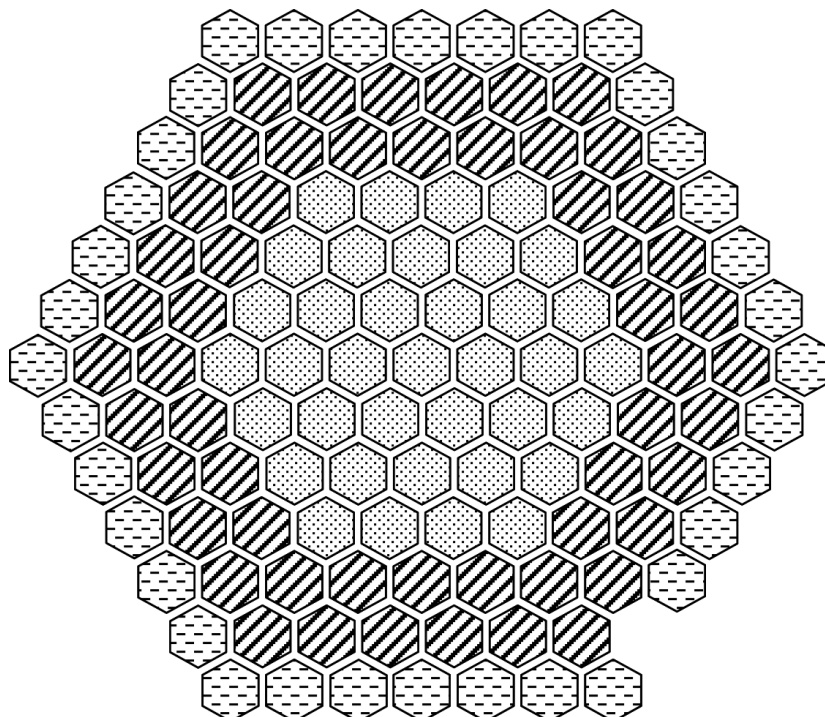


Рис. 2. Радиальная разбивка модели БВ

БВ. Поскольку компьютерный код MELCOR, как мы уже упоминали, изначально разработан для исследования протекания процессов в РУ, в нем не предусмотрено моделирование в пакете COR размещения ТВС произвольной формы; поэтому прямоугольная область расположения ТВС в БВ заменена цилиндрической моделью. Цилиндрическое размещение ТВС в БВ будет более консервативно с точки зрения меньшей потери тепла в окружающей среде и конструкции БВ. В этом случае ТВС отсека БВ (126 штук) распределяются на радиальные кольца (рис. 2). Первое кольцо (центральное) содержит 37 ТВС, второе (промежуточное) — 54, третье (периферийное) — 35.

Профиль энерговыделения по высоте активной зоны принят на конец кампании максимально «плоским» [7].

По высоте модель содержит 17 элементов, включая нижнюю опорную плиту в качестве поддерживающей структуры (support structure) (рис. 3). Активная зона моделируется с опцией как для кипящих реакторов (далее — модель BWR), так и для реакторов под давлением (далее — модель PWR). Моделирование массы всех конструктивных материалов СУХТ и ТВС с учетом их распределения по высоте для моделей PWR и BWR БВ идентично. Разработанные модели БВ BWR и PWR отличаются в части:

		HS10201	HS10203	HS10205			
CV103	Байпас	CV102	117	217	317	HS10224	Необогреваемая часть
		Канал	116	216	316	HS10222	
			115	215	315	HS10220	
			114	214	314	HS10218	
			113	213	313	HS10216	
			112	212	312	HS10214	
			111	211	311	HS10212	
			110	210	310	HS10210	
			109	209	309	HS10208	
			108	208	308	HS10206	
107	207	307	HS10204				
CV101		106	206	306	HS10202	Необогреваемая часть	
		105	205	305	HS10108	Опорные структуры	
		104	204	304	HS10106		
		103	203	303	HS10104		
		102	202	302	HS10102		
		101	201	301	HS10110		
		Облицовка пола БВ					

Рис. 3. Нодализация схема модели активной зоны БВ

Таблица 1. Последовательность событий для ИС «Полное обесточивание энергоблока с незапуском ДГ» применительно к БВ

Время, с		Событие	Описание
PWR	BWR		
0	0	Обесточивание энергоблока, незапуск ДГ, отключение насосов охлаждения БВ	Исходное событие
1920	1920	Начало кипения жидкости над ТВС	Температура жидкости в БВ над ТВС равна 100 °С
2440	2440	Начало кипения жидкости в БВ на уровне ТВС	Температура жидкости в БВ на уровне ТВС равна температуре насыщения 106 °С
8860	8860	Начало оголения активной части ТВС	Уровень жидкости ниже активной части ТВС, отм. 25,193 м
29000	29040	Начало выделения водорода	Начало пароциркониевой реакции
30210	30350	Температура оболочек твэлов равна 1200 ?	Достигнут проектный предел целостности топлива
32100	31000	Начало обрушения твэлов ТВС	Достигнуты критерии потери целостности твэлов
34700	33900	Полное оголение активной части ТВС	Уровень жидкости ниже активной части ТВС, отм. 21,643 м
55730	49040	Начало повреждения опорной плиты	—
56260	50380	Повреждение облицовки пола БВ	—
56270	50393	Начало выделения водорода в результате взаимодействия дебриса с бетоном	—
56300	50400	Полное осушение БВ	Уровень воды в БВ равен нулю
67201	62643	Окончание расчета	Глубина повреждения слоя бетона пола БВ на 1,2 м

1. Карты указания типа реактора BWR или PWR (карта COR00002 [2]).

2. Карты привязки байпасного канала к решетке активной зоны для кипящих реакторов (карта CORijj01 [2]).

3. Карт масс и площадей циркониевых чехловых труб для кипящих реакторов (карты CORijj02, CORijj04, CORijj05 и CORijj06 [2]). Поскольку в MELCOR для модели BWR отсутствует опция изменения материала чехловой трубы, то для правильного моделирования стальных стеллажей БВ массы и площади циркониевой чехловой трубы принимались очень малыми. Модель стальной чехловой трубы в BWR аналогична модели трубы в PWR.

Облицовка пола БВ играет роль модели днища реактора, разрушение которого происходит при превышении температуры 1273 К. После разрушения облицовки пола расплав переносится на опорную плиту БВ, где в дальнейшем взаимодействует с бетоном.

При моделировании процессов взаимодействия «расплав—бетон» используется бетон марки М300 [7].

**Анализ исходного события потери охлаждения БВ.** В данной работе предполагается использование консервативных данных по энерговыделению в БВ, что возможно

при полной выгрузке активной зоны в один из отсеков БВ с максимально плотной упаковкой ТВС (отсек БВ TG21B02). В отсеке БВ TG21B02 находятся 126 ТВС аварийно выгруженной активной зоны. Суммарная мощность остаточных энерговыделений 126 ТВС аварийно выгруженной активной зоны консервативно равна 8,07 МВт [1]. Принято, что расход воды по замкнутому контуру системы расхолаживания БВ равен 600 м<sup>3</sup>/ч, температура теплоносителя на выходе из БВ — максимальная (70 °С), уровень теплоносителя в отсеке БВ TG21B02 — минимальный (8,1 м от дна БВ). Такое консервативное допущение обеспечивает минимальный начальный запас теплоносителя в отсеке TG21B02.

Результаты расчетов разработанных моделей сравнивались для исходного события «Полное обесточивание энергоблока с незапуском дизель-генератора». Данное исходное событие приводит к отключению насосов охлаждения БВ, дальнейшему нагреву и выпариванию воды БВ. Действия оперативного персонала не учитываются. Останов расхода охлаждающей воды происходит мгновенно на начало ИС. Мощность остаточных энерговыделений остается постоянной на протяжении всего расчетного

Таблица 2. Отличия результатов для моделей BWR и PWR

Параметр	PWR	BWR
Суммарная масса сгенерированного водорода в активной зоне, кг	366	593
Энергия, вышедшая за счет окисления металла, Дж	4,1E+10	6,36E+10
Время, с, повреждения слоя бетона пола БВ 1,2 м	67201	62643

анализа. Предполагается, что повреждение расплавом в радиальном направлении перегородки между отсеками БВ не происходит.

В качестве критерия окончания расчетного анализа принято повреждение бетона опорной плиты бассейна выдержки толщиной 1,2 м («прожигание» пола бассейна выдержки) [7].

**Описание последовательности протекания процессов в бассейне выдержки.** Обесточивание энергоблока с отсутствием запуска дизель-генератора приводит к отключению насосов охлаждения бассейна выдержки и останову циркуляции охлаждающей воды через БВ. Наличие запаса воды над головками тепловыделяющих сборок позволяет установить естественную циркуляцию в бассейне выдержки с подъемным движением теплоносителя в шестигранных трубах стеллажей уплотненного хранения топлива с ТВС и опускным движением теплоносителя в межтрубном и пристеночном пространстве. Энергия остаточных энерговыделений идет на подогрев воды бассейна выдержки до температуры насыщения. Кипение начинается сначала в верхнем объеме воды над ТВС, так как гидростатическое давление увеличивает температуру насыщения на уровне шестигранных труб СУХТ. Далее с понижением уровня теплоносителя и увеличением температуры начинается кипение жидкости в области тепловыделяющих сборок.

После снижения уровня жидкости до отметки активной части ТВС начинается постепенный разогрев оболочек твэлов. С началом парциркуляционной реакции стремительно увеличивается температура оболочек твэлов, что, в свою очередь, приводит к разогреву стальных компонентов до температуры плавления. Расплавленные стальные компоненты стекают вниз и разогревают лежащие ниже элементы бассейна выдержки. Повреждение элементов тепловыделяющих элементов начинается после осушения всей активной части тепловыделяющих сборок. Далее происходит повреждение опорной плиты бассейна выдержки и падение обломков активной зоны в оставшуюся воду. После осушения бассейна выдержки повреждается его облицовка и начинается взаимодействие расплава с бетоном строительных конструкций пола бассейна выдержки. После достижения глубины повреждения бетона пола бассейна выдержки на 1,2 м расчет был остановлен.

Хронология событий для моделей бассейнов выдержки PWR и BWR дана в табл. 1, основные отличия результатов для моделей BWR и PWR — в табл. 2, графические представления протекания аварийных процессов в бассейнах выдержки — на рис. 4—17.

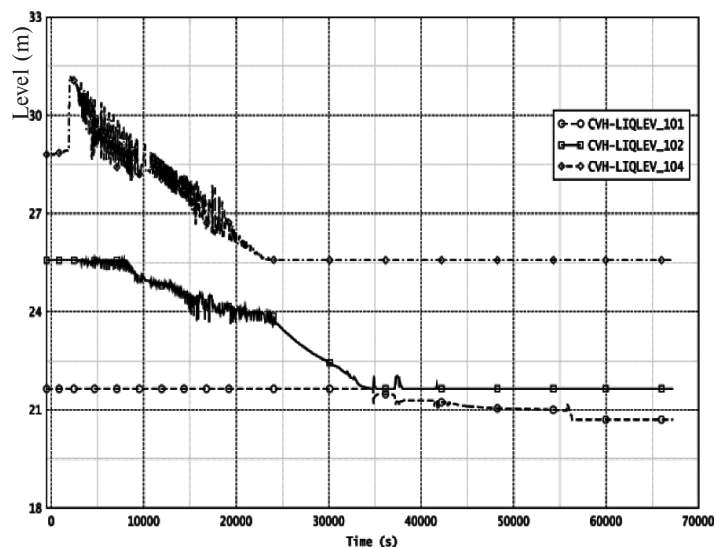


Рис. 4. Уровень воды в отсеке БВ для модели БВ PWR

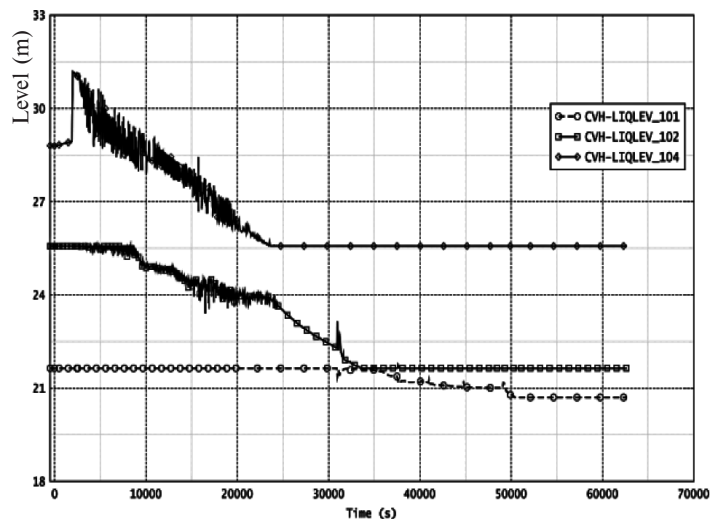


Рис. 5. Уровень воды в отсеке БВ для модели БВ BWR

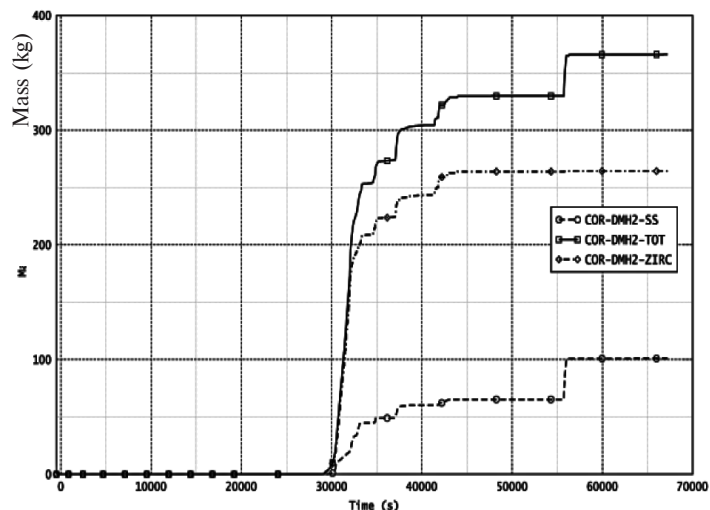


Рис. 6. Масса сгенерированного водорода в БВ для модели PWR



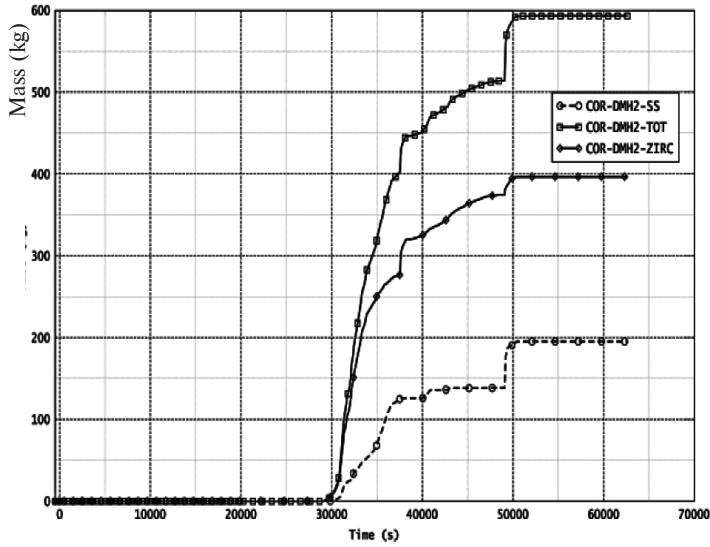


Рис. 7. Масса сгенерированного водорода в БВ для модели BWR

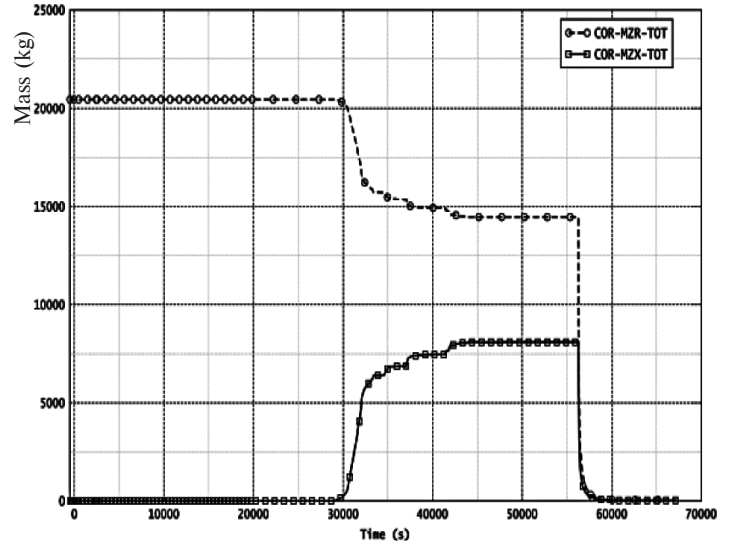


Рис. 10. Общая масса циркония и оксида циркония в БВ для модели PWR

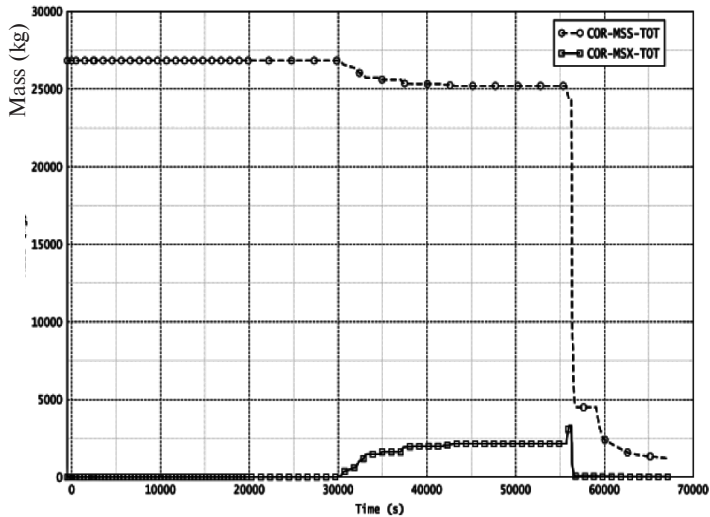


Рис. 8. Общая масса стали и оксида стали в БВ для модели PWR

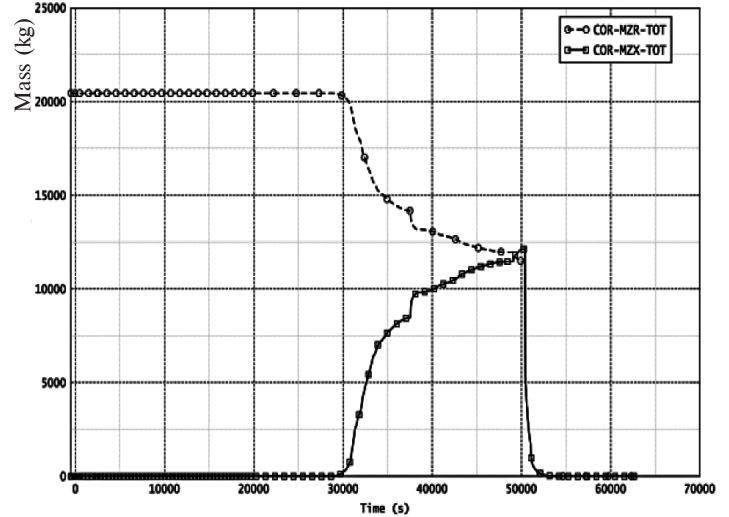


Рис. 11. Общая масса циркония и оксида циркония в БВ для модели BWR

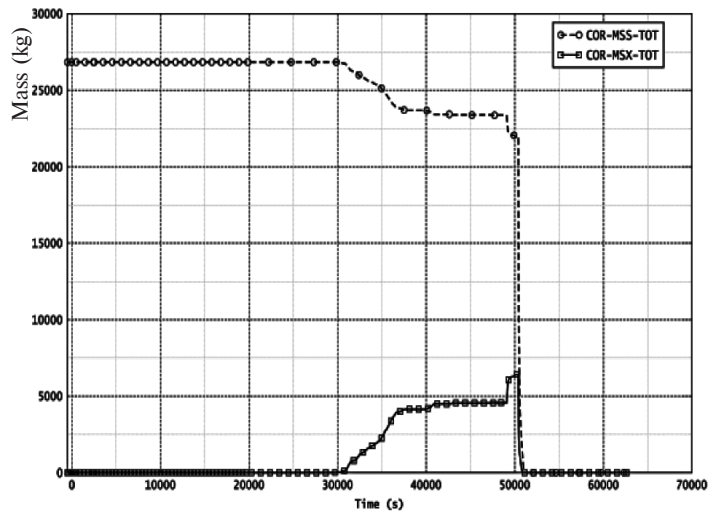


Рис. 9. Общая масса стали и оксида стали в БВ для модели BWR

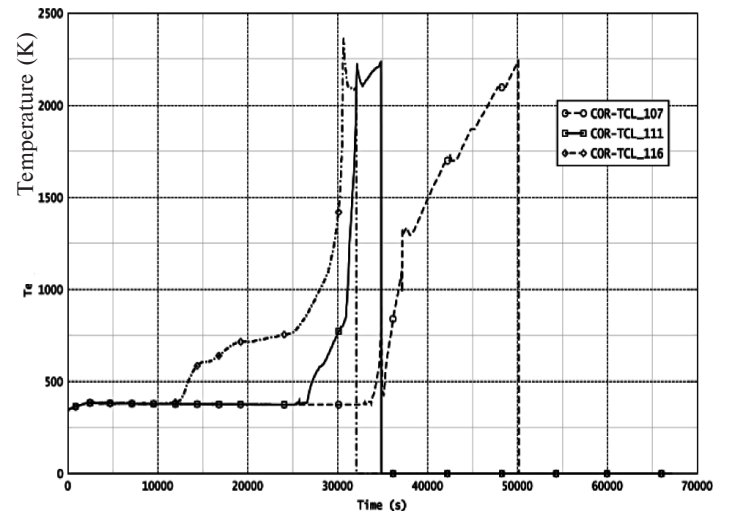


Рис. 12. Температура оболочек ТВЭЛов в первом радиальном кольце для модели БВ PWR

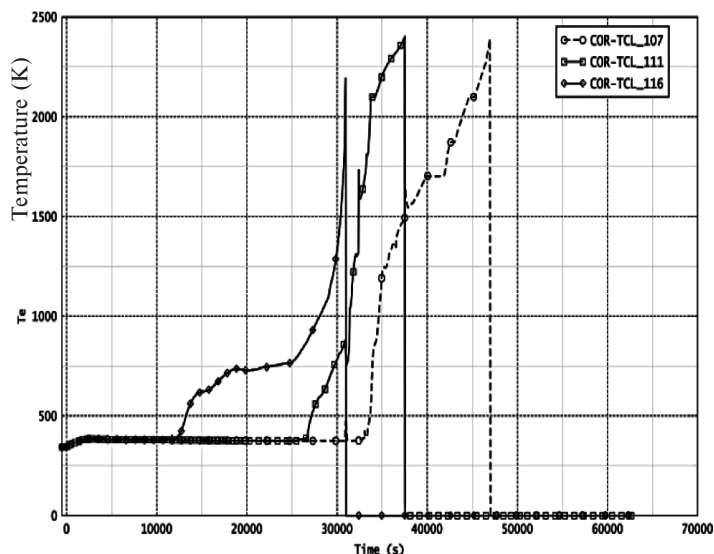


Рис. 13. Температура оболочек твэлов в первом радиальном кольце для модели БВ BWR

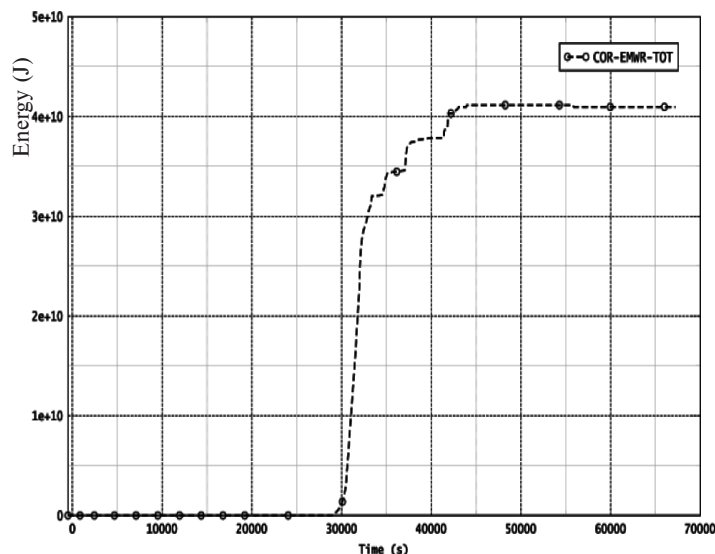


Рис. 16. Энергия, выделенная за счет окисления металла, для модели БВ PWR

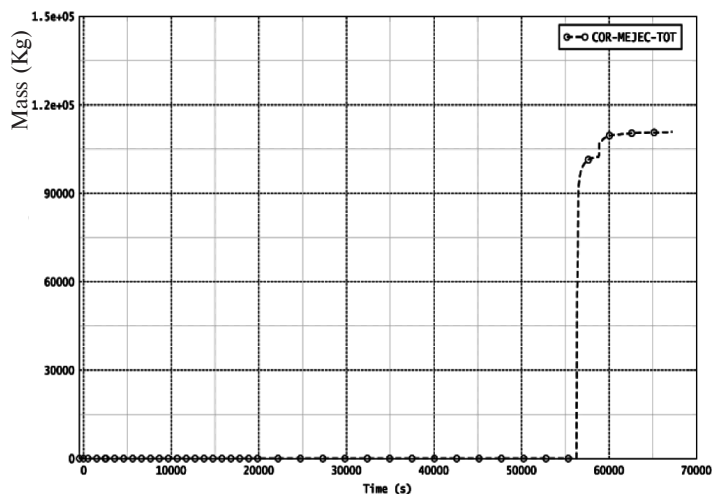


Рис. 14. Масса расплава, выброшенного через поврежденную облицовку БВ, для модели БВ PWR

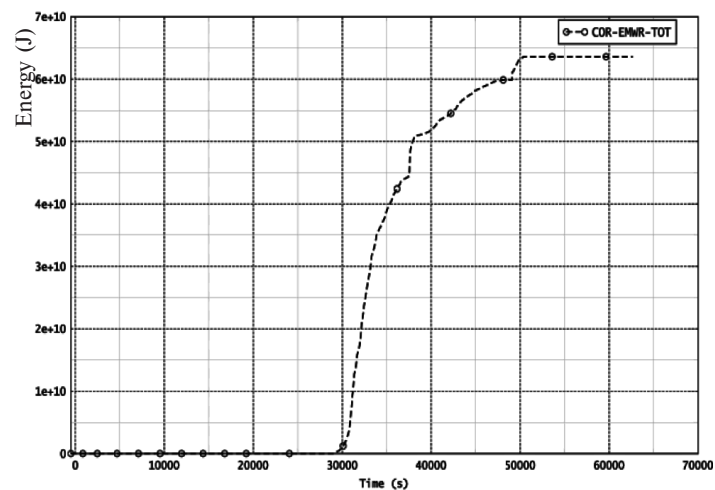


Рис. 17. Энергия, выделенная за счет окисления металла, для модели БВ BWR

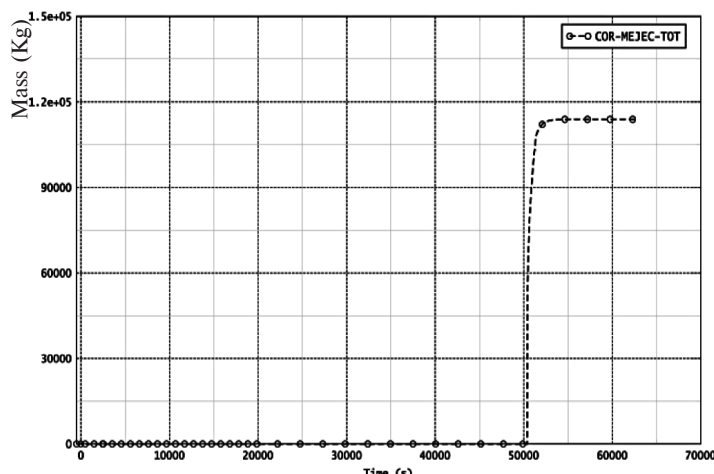


Рис. 15. Масса расплава, выброшенного через поврежденную облицовку БВ, для модели БВ BWR

## Выводы

Анализ протекания аварии в бассейне выдержки при моделировании БВ реакторов BWR и PWR с помощью компьютерного кода MELCOR показал абсолютную сходимость результатов расчетов до момента полного осушения отработанных тепловыделяющих сборок в бассейне выдержки и начала интенсивного разогрева оболочек тепловыделяющих элементов. Протекание тяжелой фазы аварии в моделях значительно отличается количеством выделенной энергии при окислении металлов и, как следствие, различными значениями сгенерированного водорода в активной зоне.

Модель бассейна выдержки BWR имеет более консервативные результаты по сравнению с моделью PWR, что должно быть учтено при моделировании тяжелых аварий в бассейне выдержки с использованием компьютерного кода MELCOR.

### Список использованной литературы

1. Запорожская АЭС. Энергоблок № 5. Отчет по анализу безопасности. Анализ проектных аварий. Дополнительные материалы. Нарушения при обращении с топливом и радиоактивными отходами» для ЗАЭС-5. Итоговый отчет. 21.5.59.ОБ.02.1. — 2007.
2. MELCOR Computer Code Manuals. Demonstration Problems. Version 1.8.5. — May 2001. — (NUREG/CR-6119, Vol. 3, Rev. 0 SAND2001-0929P).
3. Воробьев Ю. Ю. Анализ тяжелой аварии в бассейне выдержки отработанного топлива для энергоблока ВВЭР-1000 при помощи расчетного кода MELCOR 1.8.5 / Ю. Ю. Воробьев, М. Л. Перепелица, В. В. Сverdlov // Ядерна та радіаційна безпека. — 2012. — № 3(55). — С. 3—9.
4. Выполнение анализа ИС группы «Нарушения при обращении с топливом и РАО для энергоблока № 5 Запорожской АЭС». База Данных. EP75/183-2007.2000Д.(1) / ОП ЗАЭС. — 2007.
5. Запорожская АЭС. Блок 5. Реакторное отделение. Техперевооружение. Установочные чертежи СУХТ в отсеке TG21B02БВ. ЦУА-242-101-ТП / ОАО ХИ «Энергопроект». — Харьков, 2005.
6. База данных по ядерной паропроизводящей установке. Запорожская АЭС. Энергоблок № 3. Отчет о научно-исследовательской работе «Адаптация баз данных, разработанных в рамках АПА энергоблока № 5 ЗАЭС, и анализ отличий применительно к энергоблоку № 3 ЗАЭС с учетом внедрения отраслевого решения по использованию ТВСА конструкции ОКБМ в промышленной эксплуатации» ООО «Энергориск». Этап 1. EP85-2003.110.ОД.1. Ревизия 1. — 2004.
7. Запорожская АЭС. Энергоблок № 1. Анализ уязвимости энергоблока № 1 ЗАЭС в условиях ТА. Финальный отчет. EP18-2010.400.ОД.1. — 2011.

### References

1. Zaporozhskaya NPP. Unit 5. Safety analysis report. Design Basis Accident Analysis. Additional materials. Fouls while fuel and radioactive waste handling for ZNPP-5. Final report. 21.5.59.ОБ.02.1. — 2007. (Rus)

2. MELCOR Computer Code Manuals. Demonstration Problems. Version 1.8.5. — May 2001. — (NUREG/CR-6119, Vol. 3, Rev. 0 SAND2001-0929P). (Eng)
3. Vorobyov Y. Y. Severe Accident Analysis in WWER-1000 Spent Fuel Pool Using MELCOR 1.8.5 Computer Code / Y. Y. Vorobyov, M. L. Perepelitsa, V. V. Sverdlov // Nuclear and Radiation Safety Journal. — 2012. — № 3 (55). — P. 3—9.
4. Analyzing initial events group «Violations while fuel and radioactive waste handling for power ZNPP5». Database. EP75/183-2007.2000Д.(1) / SS ZNPP. — 2007. (Rus)
5. Zaporozhskaya NPP. Unit 5. Reactor compartment. Technical reequipment. Installation Drawings of Compact Spent Fuel Storage Racks compartment TG21B02. ЦУА-242-101-ТП / OJSC Kharkov Scientific Research & Design Institute «Energoprojekt». — Kharkov, 2005. (Rus)
6. Nuclear power plant database. Zaporozhskaya NPP. Unit 3. Report on the research work «Adapting databases developed under the DBA ZNPP5, and analysis of differences in relation to the ZNPP3 by taking into account the introduction of an industry solution for the TVSA OKVM design implemented in industrial exploitation», LLC «Energorisk». Step 1. EP85-2003.110.ОД.1. Revision 1. — 2004. (Rus)
7. Zaporozhskaya NPP. Unit 1. Vulnerability analysis for unit 1 ZNPP in terms of SA. Final report. EP18-2010.400.ОД.1. — 2011. (Rus)

Получено 17.02.2014.