

Аналіз важких аварій в басейні витримки відпрацьованого ядерного палива АЕС «Фукусіма-Даїчі» з використанням розрахункового коду MELCOR 1.8.6

Представлено підходи до моделювання басейну витримки (БВ) для енергоблоків типу АЕС «Фукусіма-Даїчі» та результати теплогідравлічних розрахунків сценаріїв важких аварій у БВ, отримані з використанням розрахункового коду MELCOR 1.8.6. За результатами розрахункових аналізів визначено динаміку основних процесів, що супроводжують розвиток важкої аварії в БВ даного типу. Отримані результати кількісного аналізу можуть бути використані з метою вдосконалення існуючих розрахункових моделей БВ для отримання більш достовірних розрахункових даних щодо розвитку аварійних процесів у БВ енергоблоків АЕС.

Ключові слова: басейн витримки, розрахункова модель, MELCOR1.8.6, важка аварія.

А. Л. Коцуба, Ю. Ю. Воробьев, О. И. Жабин, Д. В. Гуменюк

Анализ тяжелых аварий в бассейне выдержки отработавшего ядерного топлива АЭС «Фукусима-Дайичи» с использованием расчетного кода MELCOR 1.8.6

Представлены подходы к моделированию бассейна выдержки (БВ) для энергоблоков типа АЭС «Фукусима-Дайичи» и результаты теплогидравлических расчетов сценариев тяжелых аварий в БВ, полученные с использованием расчетного кода MELCOR 1.8.6. По результатам расчетных анализов определена динамика основных процессов, сопровождающих развитие тяжелой аварии в БВ данного типа. Полученные результаты количественного анализа могут быть использованы для совершенствования существующих расчетных моделей БВ с целью получения более достоверных расчетных данных по развитию аварийных процессов в БВ энергоблоков АЭС.

Ключевые слова: бассейн выдержки, расчетная модель, MELCOR 1.8.6, тяжелая авария.

© О. Л. Коцуба, Ю. Ю. Воробйов, О. І. Жабін, Д. В. Гуменюк, 2016

Світова практика виконання аналізів запроектних аварій, зокрема важких аварій (ВА) у реакторній установці (РУ), скерована, в першу чергу, на розробку, впровадження та подальше вдосконалення стратегій управління ВА на всіх типах енергоблоків АЕС, що разом з реалізацією додаткових реконструктивних заходів сприятиме якісному підвищенню рівня безпеки АЕС.

Трагічні події на японській АЕС «Фукусіма-Даїчі» показали, що разом з РУ потенційно небезпечним щодо можливості виникнення ВА є басейн витримки (БВ) відпрацьованого ядерного палива. Водночас, роботи з аналізу ВА у БВ є більш ускладненими внаслідок їхньої відносної новизни та пов'язаного з цим обмеженого обсягу наявної інформації щодо феноменології розвитку таких аварій.

Державне підприємство «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки» (ДНТЦ ЯРБ) взяло участь в європейському проекті NUGENIA+. Одним із завдань проекту було виконання розрахункових аналізів поведінки палива в БВ під час аварій, що супроводжуються втратою можливостей забезпечення тепловідведення або підтримання запасу теплоносія, та вдосконалення науково-дослідної бази досліджень завдяки використанню різних теплогідравлічних комп'ютерних кодів та розрахункових моделей (задача 6.7 AIR-SFP проекту NUGENIA+) [1].

У рамках зазначеної роботи фахівцями ДНТЦ ЯРБ розроблено розрахункову модель БВ АЕС «Фукусіма-Даїчі» для формату коду MELCOR 1.8.6 [2]. Мета даної статті — навести результати розрахункових аналізів сценаріїв важких аварій, пов'язаних з втратою тепловідведення від БВ АЕС «Фукусіма-Даїчі» та втратою теплоносія (у разі течі БВ), виконаних із застосуванням попередньо розробленої розрахункової моделі. Особлива увага в аналізі приділялась оцінці впливу різних коефіцієнтів гідравлічного опору (КГО) течі та варіантів моделювання приміщення над БВ на отримані результати.

Стисла інформація щодо конструкції басейну витримки АЕС «Фукусіма-Даїчі». БВ АЕС «Фукусіма-Даїчі» є прямим резервуаром зі стелажми — окремими металевими конструкціями вертикальної прямокутної форми, призначеними для розміщення та зберігання тепловідільних збірок (ТВЗ).

Схему розміщення палива у БВ наведено в [3, Fig. 24], загальний вигляд конструкції стелажу — на рис. 1,

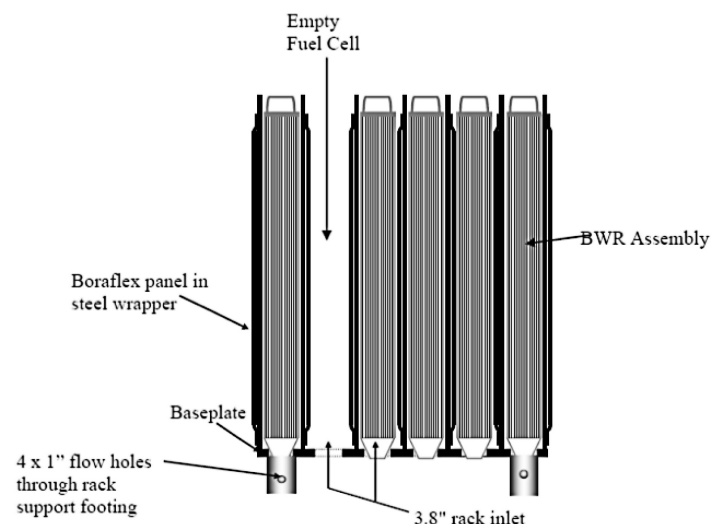


Рис. 1. Загальний вигляд конструкції стелажу БВ АЕС «Фукусіма-Даїчі» [4, Fig. 109]

Таблиця 1. Типи ТВЗ, розміщені у БВ АЕС «Фукусіма-Даїчі» станом на 2011 рік [3, Table 14)]

Тип ТВЗ	Конфігурація ТВЗ	Кількість ТВЗ, шт.	Дата вивантаження	Тривалість зберігання станом на 11.03.2011, років	Середня потужність залишкових енерговиділень однієї ТВЗ, Вт
7x7RD	7x7	1	26.09.1980	30,5	186,2
8x8	8x8	4	02.09.1986	24,5	209,1
8x8BJ	8x8	2	26.02.1995	16	250,3
		6	21.04.1996	14,9	257,3
		10	19.03.1999	12	278,2
		12	17.05.2000	10,8	288,9
STEP2	8x8	16	19.03.1999	12	278,2
		92	17.05.2000	10,8	288,9
		132	02.08.2001	9,4	304,6
		88	16.09.2002	8,5	318,5
		78	25.06.2005	5,7	393,6
		4	02.08.2006	4,4	472,5
		101	11.02.2007	4,1	506,6
49	28.03.2008	3	676,9		
STEP3-B	9x9	1	02.10.2006	4,4	472,5
		87	28.03.2008	3	676,9
		100	29.09.2009	1,5	1267
		548	30.11.2010	0,3	3416
STEP3-B (свіже паливо)	9x9	204	—	—	0

класифікацію ТВЗ, розміщених у стелажах БВ «Фукусіма-Даїчі» станом на 2011 рік, — у табл. 1.

Опис моделі басейну витримки АЕС «Фукусіма-Даїчі» для формату коду MELCOR 1.8.6. MELCOR за своєю структурою є модульним кодом, який містить близько 20 окремих розрахункових модулів, призначених для моделювання всього спектра явищ, що супроводжують протікання ВА від моменту виникнення вихідної події до досягнення кінцевого стану, зокрема для моделювання ВА в БВ.

У моделюванні БВ АЕС «Фукусіма-Даїчі» використано опцію SFP-BWR версії коду MELCOR 1.8.6 [2] для типу палива реактора BWR. Особливістю даної опції порівняно з опцією BWR, яка використовується в моделюванні активної зони реактора, є можливість відтворення конструкції стелажів БВ окремими незалежними елементами, а також можливість моделювання металевго облицювання БВ у формі плоского днища.

Складність моделювання БВ АЕС «Фукусіма-Даїчі» обумовлювалася неупорядкованим розміщенням стелажів та нерівномірним профілем енерговиділення розміщених у них ТВЗ. У моделюванні «активної зони» БВ використано підхід з розділення БВ на окремі частини:

1. Гаряча частина — частина БВ, у межах якої генерується близько 70 % енергії залишкових енерговиділень відпрацьованих ТВЗ у БВ. Ця частина БВ моделюється детально та розділена на чотири радіальних кільця, що обумовлено можливостями опції «активна зона» коду MELCOR 1.8.6 [2].

2. Байпасна частина — окрема частина БВ, в якій наявні лише ТВЗ зі «свіжим» паливом та інші металеві конструкції БВ без ТВЗ. Метою її виділення є обмеження впливу основної частини БВ на ТВЗ, які розміщено в периферійній частині. Моделюється одним радіальним кільцем.

3. Периферійна частина БВ — частина БВ, яка фізично відділена від основної частини БВ значним об'ємом теплоносія та металевими конструкціями без відпрацьованого ядерного палива. Моделюється одним радіальним кільцем.

Схему групування стелажів БВ для моделі коду MELCOR 1.8.6 [2] наведено на рис. 2.

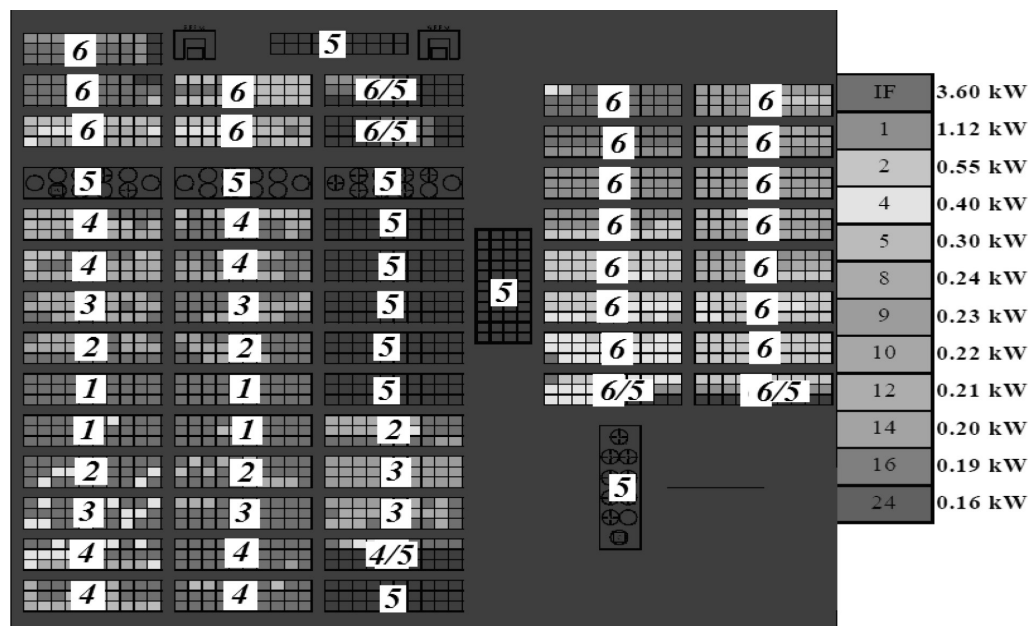


Рис. 2. Схема групування стелажів БВ

Вис. відмітка низу, м	Вис. відмітка верху, м	Висота сегменту, м	HS10401	HS10402	HS10403	HS10404	HS10405	HS10406		Опис елементів, розміщених в аксіальних сегментах
4.07890	4.48990	0.41100	114	214	314	414	514	614	HS10614	Верхня частина конструкцій стелажів та ТВЗ без палива
3.70790	4.07890	0.37100	113	213	313	413	513	613	HS10613	Частина конструкцій стелажів БВ та ТВЗ на рівні паливної частини
3.33690	3.70790	0.37100	112	212	312	412	512	612	HS10612	
2.96590	3.33690	0.37100	111	211	311	411	511	611	HS10611	
2.59490	2.96590	0.37100	110	210	310	410	510	610	HS10610	
2.22390	2.59490	0.37100	109	209	309	409	509	609	HS10609	
1.85290	2.22390	0.37100	108	208	308	408	508	608	HS10608	
1.48190	1.85290	0.37100	107	207	307	407	507	607	HS10607	
1.11090	1.48190	0.37100	106	206	306	406	506	606	HS10606	
0.73990	1.11090	0.37100	105	205	305	405	505	605	HS10605	
0.36890	0.73990	0.37100	104	204	304	404	504	604	HS10604	
0.19600	0.36890	0.17290	103	203	303	403	503	603	HS10603	Нижня частина конструкцій стелажів та ТВЗ без палива
0.18420	0.19600	0.01180	201	202	302	336	386.5	437	HS10602	Підтримуюча плита стелажів БВ
0	0.18420	0.18420	101	201	301	401	501	601	HS10601	Опори стелажів БВ
			1	2	3	4	5	6		Металеve облицювання БВ

Рис. 3. Схема групування елементів «активної зони» БВ в аксіальному та радіальному напрямках

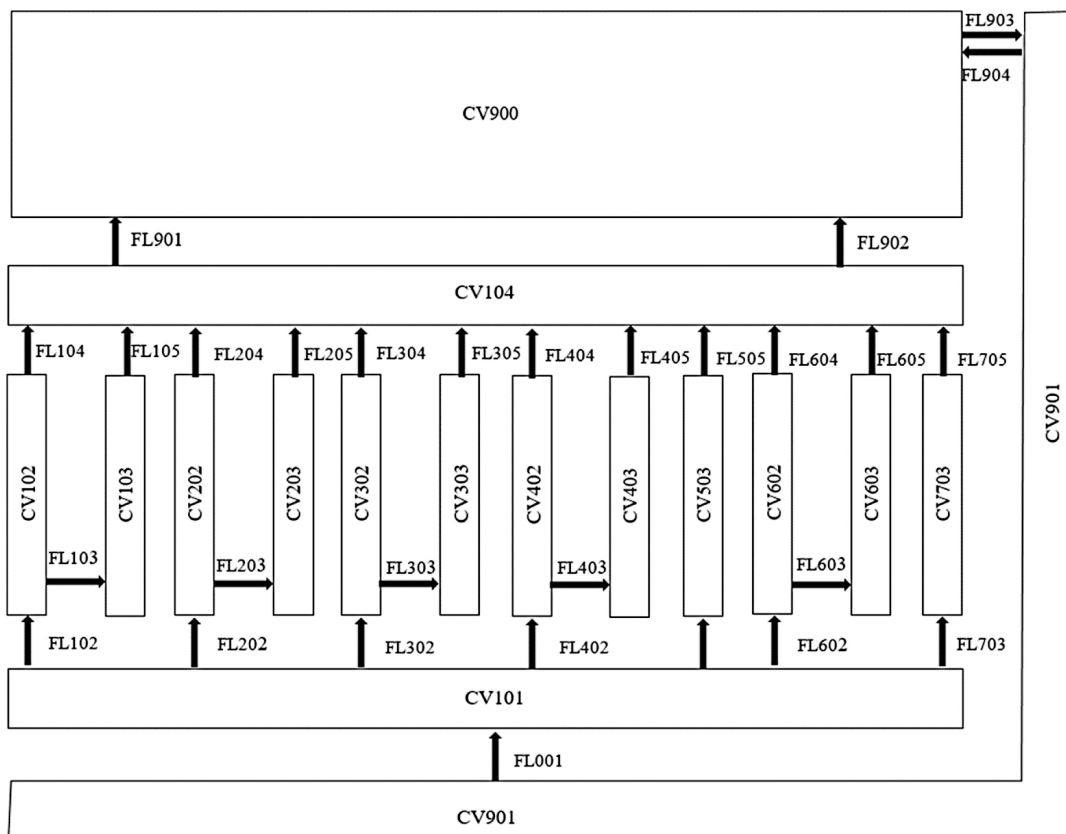


Рис. 4. Нодалізаційна схема гідродинамічних об'ємів БВ

Залежно від конструкції стелажів з ТВЗ «активну зону» БВ в аксіальному напрямі розділено на 14 аксіальних сегментів. Схему групування елементів «активної зони» БВ в аксіальному та радіальному напрямках наведено на рис. 3.

З урахуванням прийнятого розбиття «активної зони» БВ гідродинамічну модель БВ розділено на окремі групи об'ємів: CV101 моделює об'єм теплоносія під підтримуючою плитою стелажів БВ; CV102, CV202, CV302, CV402, CV602 — об'єми теплоносія між тепловідільними елементами; CV103, CV203, CV303, CV403, CV503, CV603 — об'єми теплоносія за межами ТВЗ (охоплюючи об'єми теплоносія всередині каналу ТВЗ, між ТВЗ та абсорбційною трубою, між абсорбційними трубами стелажів БВ, між стелажми БВ); CV104 — об'єм теплоносія над стелажми БВ; CV900 — приміщення над БВ; CV901 — навколишнє середовище.

Нодалізаційну схему гідродинамічних об'ємів БВ наведено на рис. 4.

В якості початкових умов щодо залишкових енерговиділень у розрахункових аналізах використовувалися реальні значення залишкових енерговиділень у БВ станом на 2011 рік, а інші початкові умови для розрахунків бралися за домовленістю учасників, що були залучені до виконання задачі 6.7 AIR SFP проекту NUGENIA+ [1]:

- Опція типу БВ SFP-BWR
- Сумарна потужність залишкових енерговиділень у БВ 2,4 МВт
- Потужність залишкових енерговиділень:
 - у радіальному кільці 1 0,4436 МВт
 - у радіальному кільці 2 0,3594 МВт
 - у радіальному кільці 3 0,3426 МВт
 - у радіальному кільці 4 0,5320 МВт
 - у радіальному кільці 5 0,0 МВт
 - у радіальному кільці 6 0,7224 МВт
- Рівень теплоносія в БВ 11,5 м
- Початкова температура теплоносія 40 °С
- Тиск у навколишньому середовищі/приміщеннях над БВ 101,32 кПа
- Температура в навколишньому середовищі/приміщеннях над БВ 30 °С
- Вологість повітря в навколишньому середовищі/приміщеннях над БВ 90 %

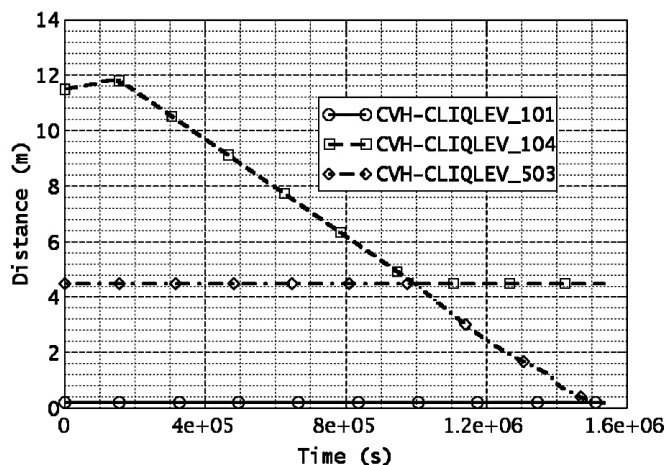


Рис. 5. Зміна рівня теплоносія в БВ: сценарій з втратою тепловідведення

Результати розрахункових аналізів ВА, отримані з використанням моделі басейну витримки АЕС «Фукусіма-Даїчі» для коду MELCOR 1.8.6. Внаслідок розігріву та руйнування гарячої області БВ (радіальні кільця 1—4 розрахункової моделі) розплавлені фрагменти потрапляють до «холодної» байпасної частини моделі БВ, що призводить до значного розігріву розмішених у ній ТВЗ зі свіжим паливом. Водночас вплив гарячої частини на периферійну частину БВ з розмішеними в ній ТВЗ з відпрацьованим паливом є незначним.

Результати розрахунків для сценаріїв з течєю БВ та втратою тепловідведення відрізняються лише часовими проміжками розвитку аварійного процесу і в цілому подібні.

Основні графічні зображення та хронологія протікання ВА в БВ для сценаріїв з течєю БВ та втратою тепловідведення від БВ наведено в табл. 2 та на рис. 5—18.

Таблиця 2. Хронологія протікання ВА в БВ АЕС «Фукусіма-Даїчі»

Час, год		Подія
Сценарій з втратою тепловідведення від БВ	Сценарій з течєю БВ Ду25	
41,5	33,72	Початок кипіння теплоносія в БВ
277,11	64,5	Зниження рівня теплоносія до верхньої частини стелажу БВ
287,89	67,8	Зниження рівня теплоносія до рівня паливної частини
374,5	101,1	Початок парцирконієвої реакції
375,31	101,5	Початок розущільнення оболонок твелів
426,74	120,7	Закінчення розрахункового аналізу з досягненням умови «Пощкодження опорної плити стелажів БВ»

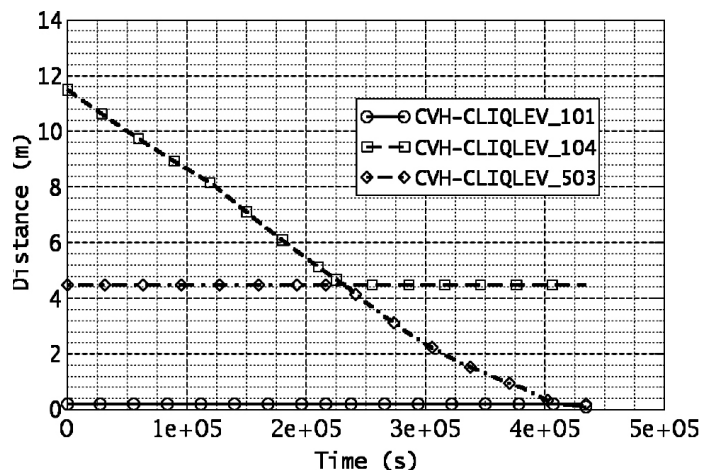


Рис. 6. Зміна рівня теплоносія в БВ: сценарій з течєю БВ

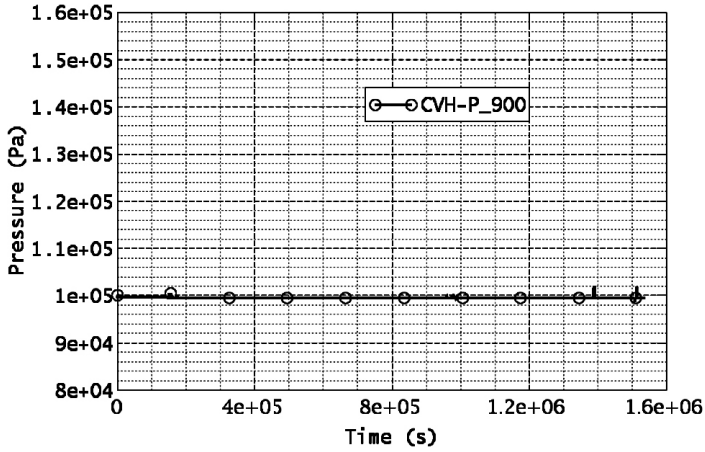


Рис. 7. Зміна тиску в приміщенні над БВ: сценарій з втратою тепловідведення

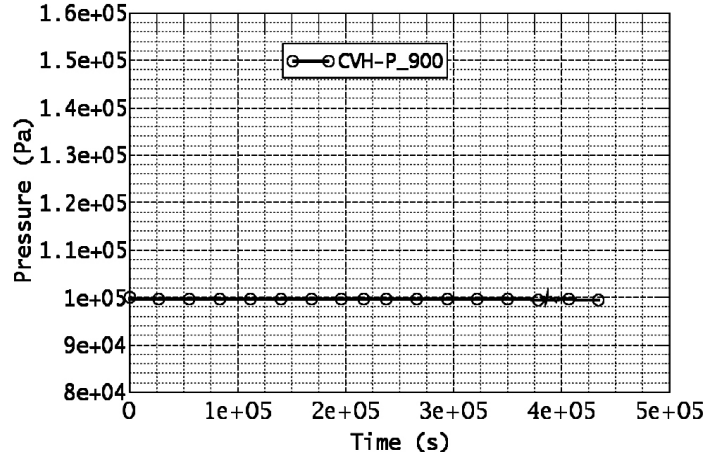


Рис. 8. Зміна тиску в приміщенні над БВ: сценарій з течєю БВ

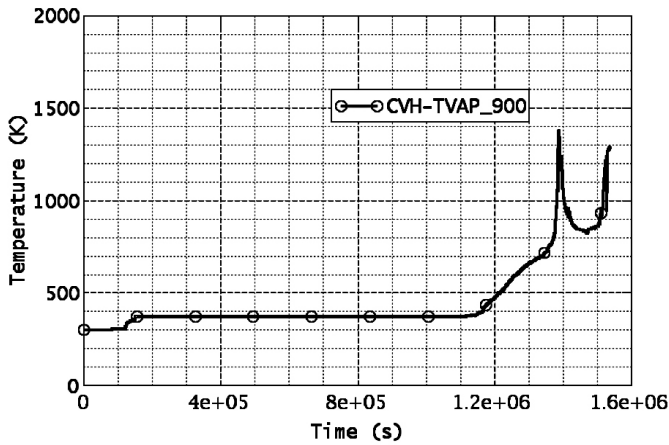


Рис. 9. Зміна температури в приміщенні над БВ: сценарій з втратою тепловідведення

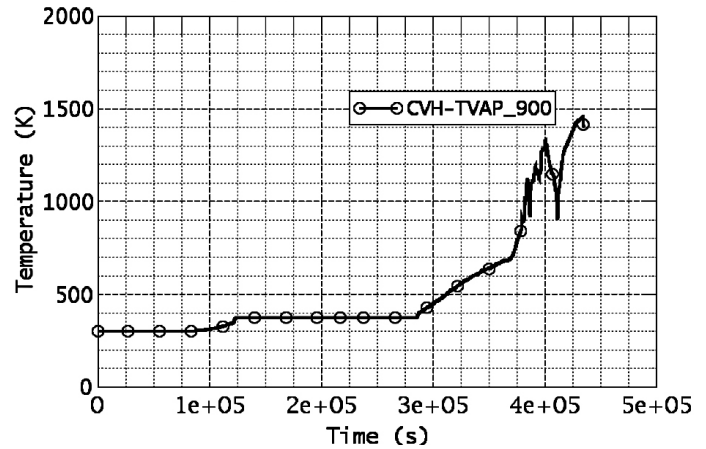


Рис. 10. Зміна температури в приміщенні над БВ: сценарій з течєю БВ

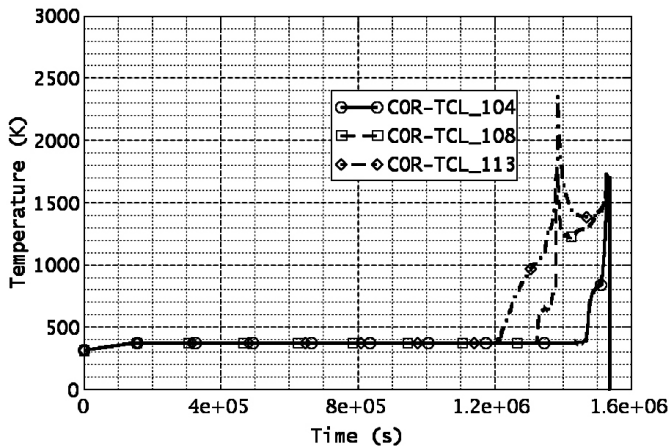


Рис. 11. Температура оболонок твєлів у кільці 1: сценарій з втратою тепловідведення від БВ

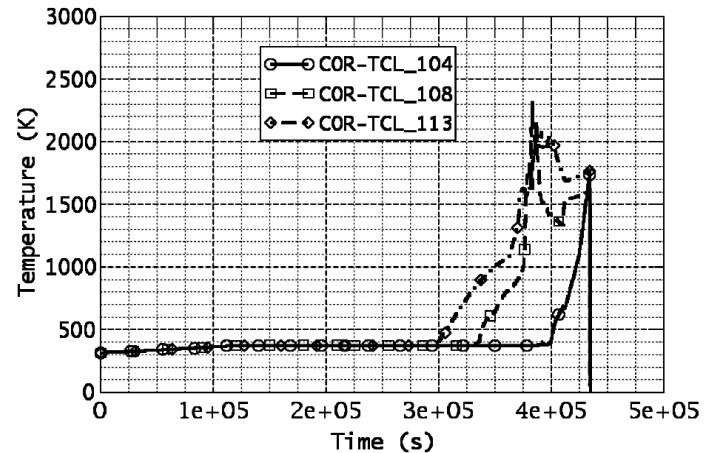


Рис. 12. Температура оболонок твєлів у кільці 1: сценарій з течєю БВ

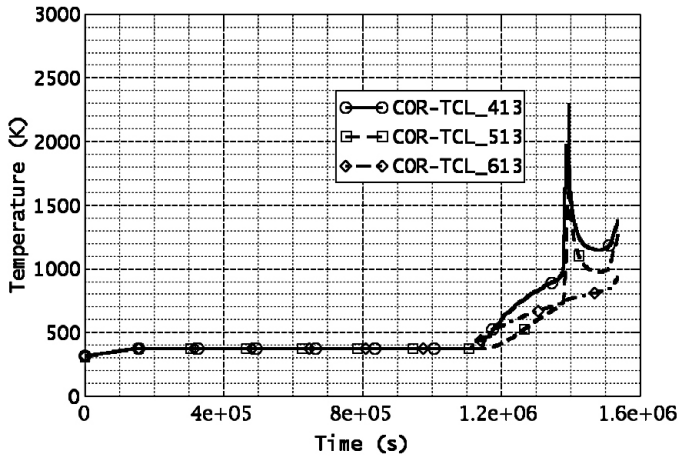


Рис. 13. Температура оболонок твєлів в аксіальному сегменті 13 для радіальних кілець 4—6: сценарій з втратою тепловідведення від БВ

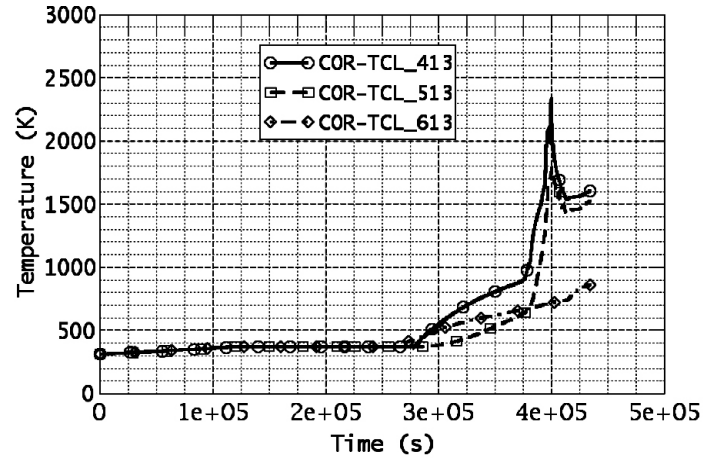


Рис. 14. Температура оболонок твєлів в аксіальному сегменті 13 для радіальних кілець 4—6: сценарій з течєю БВ

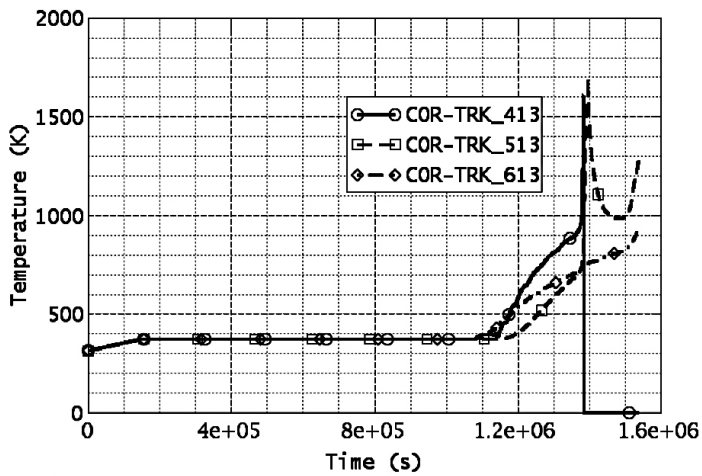


Рис. 15. Температура конструкцій стєлажів в аксіальному сегменті 13 для радіальних кілець 4—6: сценарій з втратою тепловідведення від БВ

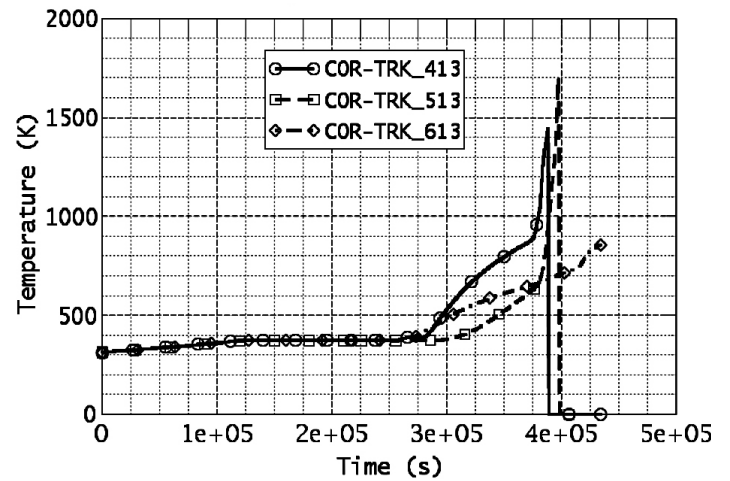


Рис. 16. Температура конструкцій стєлажів в аксіальному сегменті 13 для радіальних кілець 4—6: сценарій з течєю БВ

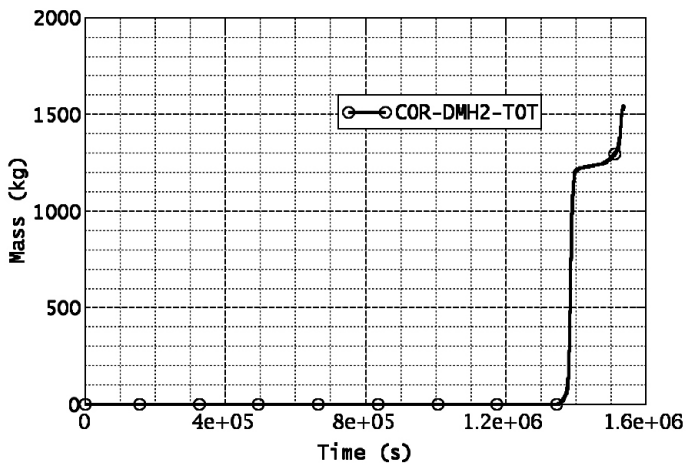


Рис. 17. Маса згенерованого водню: сценарій з втратою тепловідведення від БВ

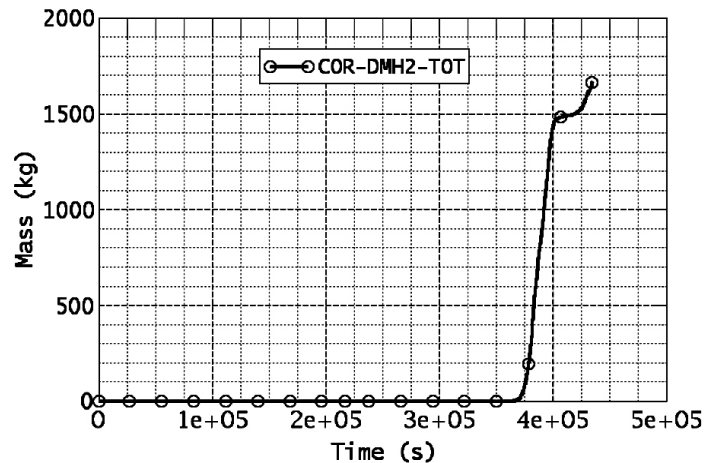


Рис. 18. Маса згенерованого водню: сценарій з течєю БВ

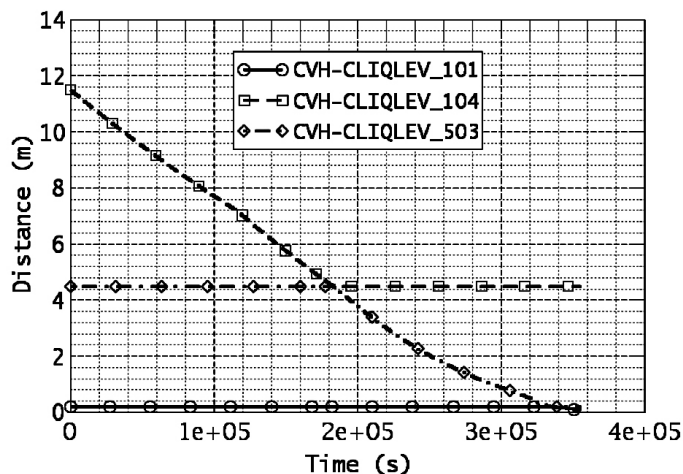


Рис. 19. Зміна рівня теплоносія в БВ з використанням КГО моделі течі 0.0

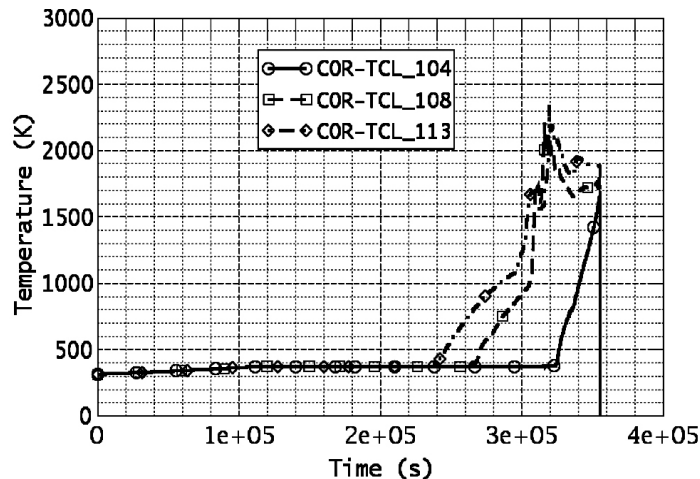


Рис. 20. Температура оболонок твєлів у кільці 1 з використанням КГО моделі течі 0.0

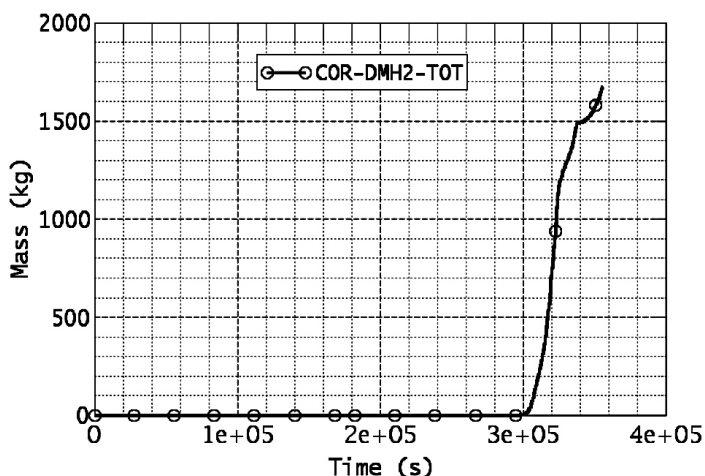


Рис. 21. Маса згенерованого водню з використанням КГО моделі течі 0.0

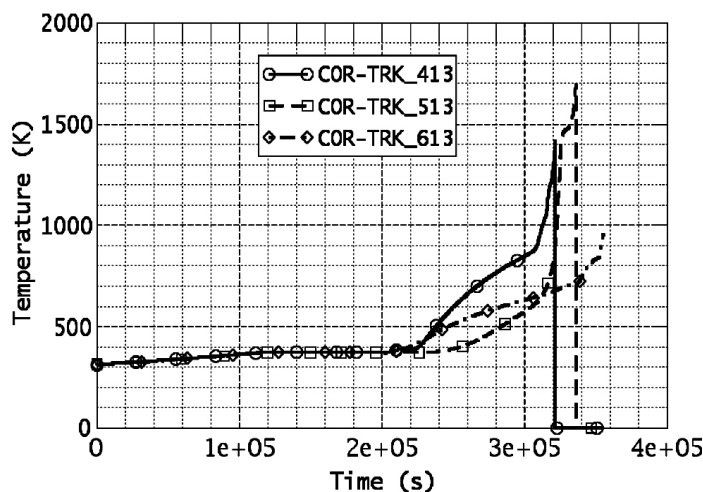


Рис. 22. Температура конструкцій стелажів в аксіальному сегменті 13 радіальних кільць 4—6 з використанням КГО моделі течі 0.0

З урахуванням значного запасу теплоносія у БВ АЕС «Фукусіма-Даїчі» та незначного (25 мм) діаметра течі, що був обраний для аналізу, вплив різних КГО на характер протікання аварійного процесу є незначним та відрізняється лише в частині часових інтервалів протікання аварійного процесу.

Графічні представлення результатів розрахунків сценарію з КГО=1,5 течі БВ наведено на рис. 6, 8, 10, 12, 14, 16, 18, графічні представлення результатів розрахунків сценарію з нульовим КГО — на рис. 19—22.

Слід додати: якщо приміщення над БВ моделюється окремим об'ємом, зміна параметрів у ньому не впливає на хронологію протікання ВА в БВ. Для сценаріїв ВА в БВ з варіантами моделювання приміщення над БВ окремим об'ємом або об'ємом з незмінними теплогідрравлічними параметрами результати розрахунків відрізняються лише значеннями тиску та температури в об'ємі, який моделює приміщення над БВ.

Висновки

У статті наведено результати розрахункових аналізів аварій, що характеризуються втратою функції тепловідведення від БВ та течєю з БВ, а також додаткову оцінку впливу окремих параметрів моделювання БВ на отримані результати. Результати досліджень отримані з використанням коду MELCOR 1.8.6 та описують основні процеси ВА в басейні витримки АЕС «Фукусіма-Даїчі». За результатом узагальнення даних цього аналізу й аналізів, виконаних у рамках задачі AIR-SFP проекту NUGENIA+ [1] з використанням інших теплогідрравлічних комп'ютерних кодів та розрахункових моделей, виявлено потребу в покращенні наукової бази досліджень ВА та вдосконаленні розрахункових кодів з метою отримання більш достовірних результатів моделювання ВА в БВ. Наведені результати в подальшому використовуватимуться для вдосконалення розрахункових моделей БВ енергоблоків АЕС України.

Список використаної літератури

1. AIR-SFP. Spent Fuel Pool behavior in loss of cooling or loss of coolant accidents, available at: http://s538600174.onlinehome.fr/nugenia/wp-content/uploads/2014/02/AIR-SFR_factsheet_vmp.pdf
2. Gauntt R. O., Cash J. E., Cole R. K., Erickson C. M., Humphries L. L., Rodriguez S. B., Young M. F. MELCOR Computer Code Manuals, Vol. 1 : Primer and User's Guides. Version 1.8.6, Albuquerque, September 2005, 785 p., NUREG/CR-6119.
3. Status Report on Spent Fuel Pools unger Loss-of-Cooling and Loss-of-Coolant Accident Conditions, 2015, 202 p., NEA/CSNI/R(2015)2, available at: <http://www.oecd-nea.org/nsd/docs/2015/csni-r2015-2.pdf>
4. Sandia Report. Fukushima Daiichi Accident Study (Status as of April 2012), Albuquerque, 2012, 298 p., NEA/CSNI/R(2015), available at: <https://fukushima.inl.gov/PDF/FukushimaDaiichiAccidentStudy.pdf>

References

1. AIR-SFP. Spent Fuel Pool Behavior in Loss of Cooling or Loss of Coolant Accidents, available at: http://s538600174.onlinehome.fr/nugenia/wp-content/uploads/2014/02/AIR-SFR_factsheet_vmp.pdf
2. Gauntt, R.O., Cash, J.E., Cole, R.K., Erickson, C.M., Humphries, L.L., Rodriguez S. B., Young M. F. (2005), "MELCOR Computer Code Manuals", Vol. 1, Primer and User's Guides, Version 1.8.6, Albuquerque, September 2005, 785 p., NUREG/CR-6119.
3. "Status Report on Spent Fuel Pools under Loss-of-Cooling and Loss-of-Coolant Accident Conditions", 2015, 202 p., NEA/CSNI/R(2015)2, available at: <http://www.oecd-nea.org/nsd/docs/2015/csni-r2015-2.pdf>
4. "Sandia Report, Fukushima Daiichi Accident Study (Status as of April 2012)", Albuquerque, 2012, 298 p., NEA/CSNI/R(2015), available at: <https://fukushima.inl.gov/PDF/FukushimaDaiichiAccidentStudy.pdf>

Отримано 17.10.2016.