

Порівняльний аналіз розвитку важкої аварії на енергоблоці АЕС з реактором ВВЕР-1000 з використанням версій коду MELCOR 1.8.5 та 2.1

■ **Коцуба О. Л.**

Державне підприємство «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки», м. Київ, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0000-0003-3864-9692>

■ **Воробйов Ю. Ю.**

Державне підприємство «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки», м. Київ, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-1559-9701>

■ **Жабін О. І.**

Державне підприємство «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки», м. Київ, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0000-0001-9139-6634>

■ **Гуменюк Д. В.**

Державне підприємство «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки», м. Київ, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-6005-0101>

Наведено огляд основних поліпшень оновленої версії 2.1 коду MELCOR, змін які були внесені до моделі енергоблока з реактором ВВЕР-1000 при її конвертації з версії 1.8.5 у версію 2.1 коду, а також результати порівняльного аналізу важкої аварії (ВА) в реакторній установці енергоблока ВВЕР-1000, отримані із застосуванням версій коду 1.8.5 та 2.1. За результатами порівняльних розрахункових аналізів відзначено хорошу збіжність в поведінці основних параметрів на внутрішньокорпусній фазі ВА, а також визначено окремі відмінності, зумовлені більш детальним моделюванням активної зони та нижньої частини реактора в версії 2.1 коду MELCOR.

Ключові слова: важка аварія, аналіз аварій, ВВЕР-1000, розрахункова модель, MELCOR.

© Коцуба О. Л., Воробйов Ю. Ю., Жабін О. І., Гуменюк Д. В., 2020

Аварія на АЕС Фукусіма-1 та подальше оновлення вимог з безпеки атомних станцій у документах Міжнародного агентства з атомної енергії (МАГАТЕ) [1], директивах Європейської спільноти з атомної енергії (EURATOM) [2], документах Асоціації регулюючих органів з ядерної безпеки країн Західної Європи (WENRA) [3] зумовили підвищену увагу до врахування аварій з важким пошкодженням ядерного палива як під час проектування нових енергоблоків АЕС, так і під час переоцінки безпеки діючих енергоблоків з метою розробки та впровадження технічних засобів і стратегій для пом'якшення наслідків таких аварій. Дослідження перебігу ВА з урахуванням чисельних складних і взаємопов'язаних фізичних процесів, що супроводжують виник-

нення та розвиток цих аварій, зазвичай виконується з використанням інтегральних програмних комплексів (кодів) для аналізу ВА, таких як код MELCOR, розроблений в Національній лабораторії Sandia (США), код ASTEC, удосконалення та підтримку якого наразі здійснює інститут з ядерної та радіаційної безпеки Франції (IRSN), та ін., і відповідних розрахункових моделей (наборів вихідних даних), які розробляються користувачами таких кодів з урахуванням специфічних особливостей досліджуваного об'єкта (енергоблока АЕС, експериментальної установки).

Для енергоблоків АЕС України переважно більшість розрахункових аналізів аварій з важким пошкодженням ядерного палива в активній зоні (а.з.)

реактора, в басейні витримки (БВ) відпрацьованого ядерного палива, а також оцінок параметрів в приміщеннях герметичного об'єму (ГО) під час проектних і запроектованих аварій (включно з ВА) наразі виконано за допомогою теплогідрравлічного коду MELCOR версій 1.8.5 [4], 1.8.6 [5] (див., наприклад, [6]). У 2006 році випущено версію 2.1 коду [7], яка (порівняно з попередніми версіями) є більш досконалою з погляду математичного моделювання складних теплогідрравлічних процесів руйнування а.з. реактора, переміщення розплавлених фрагментів на днище реактора, розігріву та відмови днища корпусу реактора.

Мета цієї статті – навести результати порівняльних розрахункових аналізів сценаріїв ВА із застосуванням версій 2.1 та 1.8.5 коду MELCOR, і оцінити відмінності в поведінці основних процесів, що супроводжують розвиток ВА.

Стислий опис розрахункового коду MELCOR

Теплогідрравлічний код MELCOR розроблений в Національній лабораторії Sandia на замовлення Комісії ядерного регулювання США і є інтегральним кодом, призначеним для моделювання всього спектра явищ, що супроводжують виникнення та розвиток ВА на АЕС з легководними реакторами.

MELCOR за своєю структурою є модульним кодом, який містить близько двадцяти різних «пакетів», що моделюють окремі групи фізичних процесів і об'єднані механізмом взаємної передачі потоків даних.

Серед основних вдосконалень версії 2.1 коду MELCOR виділимо такі [7]:

замінена мова програмування FORTRAN 77 на FORTRAN 95, що надає більшу гнучкість в доповненні і усуненні недоліків коду під час його подальшого супроводу та вдосконалення;

змінена архітектура коду, що дозволяє використовувати об'єктно-орієнтований підхід у частині вхідних та розрахункових змінних, впроваджено блоковий запис вихідних даних;

реалізовано динамічне виділення пам'яті під час розрахунку;

вдосконалена модель днища реактора, яка дозволяє більш детально моделювати напівсферичну та циліндричну частини днища реактора, можливість моделювання плоского днища під час досліджень ВА в БВ;

передбачено додаткові опції для моделювання розшарування розплаву на днищі реактора, а також опції для моделювання БВ (зокрема, виділення окремої групи матеріалів для конструкцій стелажів БВ);

впроваджено додаткові моделі окислення структурних елементів а.з. (наприклад, моделі «PSI Air Oxidation Model», «Zircaloy Air Oxidation Breakaway model»), розповсюдження продуктів поділу (наприклад, моделі «Turbulent deposition and inertial impaction», «Aerosol re-suspension model»), взаємо-

дії розплаву з бетоном (наприклад, моделі «Water-ingression debris cooling model», «Melt eruption through crust debris cooling model», «MELCOR Debris Spreading Model»).

Стислий опис розрахункової моделі енергоблока АЕС з реактором ВВЕР-1000 для коду MELCOR версії 1.8.5

Загалом модель складається з контрольних об'ємів, теплових структур і структур а.з. реактора, що відтворюють реактор з першим контуром, другим контуром, ГО, основними системами нормальної експлуатації та системами безпеки.

Модель реактора ВВЕР-1000/В-320 складається з таких контрольних об'ємів:

100 – кільцевий зазор опускної ділянки реактора між корпусом і внутрішньокорпусною шахтою реактора;

101 – нижня камера змішування реактора;

102 – паливна ділянка а.з. реактора;

103 – байпас а.з., який моделює протікання теплоносія через канали між шахтою внутрішньокорпусною та вигородкою, а також через канали вигородки;

104 – верхня камера змішування реактора (до верхньої плити блока захисних труб);

105 – моделює протікання теплоносія в захисних трубах верхньої камери змішування;

106 – об'єм під кришкою реактора;

Елементи 005, 010, 015, 020 моделюють гідроємності системи аварійного охолодження а.з. (ГЕ CAO3)

Нодалізаційну схему реактора з ГЕ CAO3 наведено на рисунку 1.

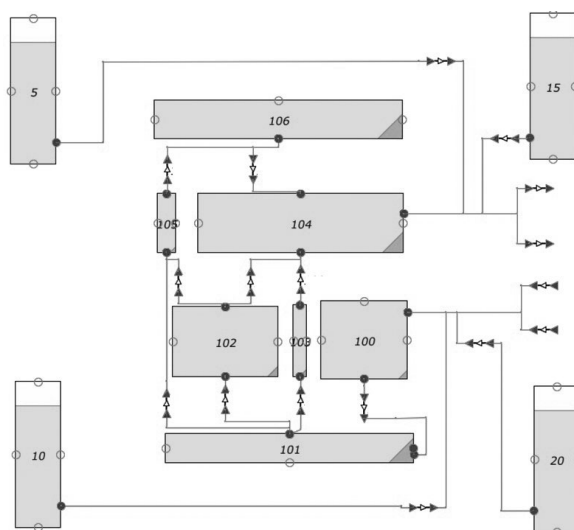


Рисунок 1 – Нодалізаційна схема реактора з ГЕ CAO3

Чотири реальних циркуляційних петлі першого контуру представлено двома модельними петлями – одинарною та потрійною петлями, які містять такі елементи:

107 – гаряча одинарна нитка головного циркуляційного трубопроводу (ГЦТ) від реактора до колектора парогенератора (ПГ);

116 – гаряча потрійна нитка ГЦТ від реактора до колектора ПГ;

111 – гарячий одинарний колектор ПГ;

130-149 – трубочатка одинарного ПГ;

150-169 – трубочатка потрійного ПГ;

117 – гарячий потрійний колектор ПГ;

112 – холодний одинарний колектор ПГ;

118 – холодний потрійний колектор ПГ;

113 – об'єм, який моделює частину холодної нитки ГЦТ від одинарного ПГ до нижньої горизонтальної ділянки ГЦТ;

119 – об'єм, який моделює частину холодної нитки ГЦТ від потрійного ПГ до нижньої горизонтальної ділянки ГЦТ;

114 – об'єм, який моделює частину одинарної холодної нитки ГЦТ від нижньої горизонтальної ділянки ГЦТ до вихідного патрубку головного циркуляційного насоса (ГЦН);

120 – об'єм, який моделює частину потрійної холодної нитки ГЦТ від нижньої горизонтальної ділянки ГЦТ до вихідного патрубку ГЦН;

115 – холодна одинарна нитка ГЦТ від ГЦН до реактора;

121 – холодна потрійна нитка ГЦТ від ГЦН до реактора;

123 – ГЦН одинарної нитки;

129-131 – ГЦН потрійної нитки.

Нодалізаційні схеми одинарної та потрійної петель ГЦТ наведено на рисунках 2 та 3.

Модель тракту компенсатора тиску (КТ) містить такі елементи:

108 – частина дихального трубопроводу;

128 – об'єм КТ з теплоносієм на рівні трубчатих електронагрівачів (ТЕН) (включно з опускною частиною КТ);

129 – об'єм КТ з теплоносієм над електронагрівачами;

109 – контрольний об'єм, який моделює парову частину КТ;

110 – контрольний об'єм, який моделює бак барботер (ББ);

117, 118, 119 – зв'язки, які моделюють імпульсно-запобіжні пристрої КТ;

133 – зв'язок, який моделює розривні мембрани ББ, Нодалізаційну схему КТ наведено на рисунку 4.

Модель другого контуру зображено на рисунку 5 та містить такі елементи:

200, 201 – контрольні об'єми, які моделюють другий контур одинарного та потрійного ПГ відповідно;

202, 204 – контрольні об'єми, які моделюють паропроводи свіжої пари від одинарного ПГ;

203, 205 – контрольні об'єми, які моделюють паропроводи свіжої пари від потрійного ПГ;

206 – контрольний об'єм, який моделює головний паровий колектор;

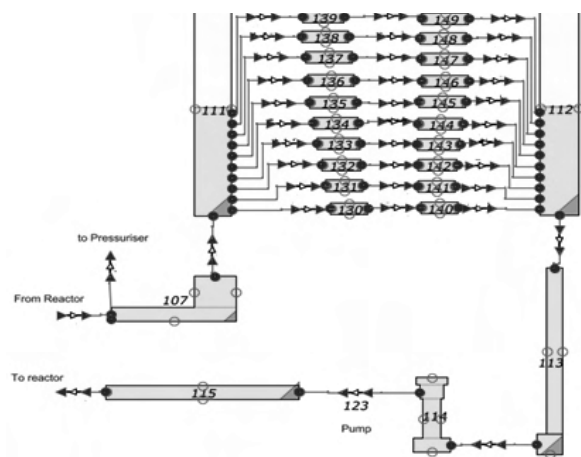


Рисунок 2 – Нодалізаційна схема одинарної петлі ГЦТ

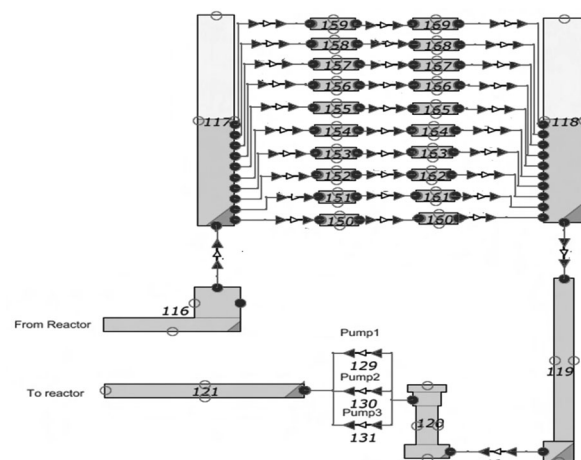


Рисунок 3 – Нодалізаційна схема потрійної петлі ГЦТ

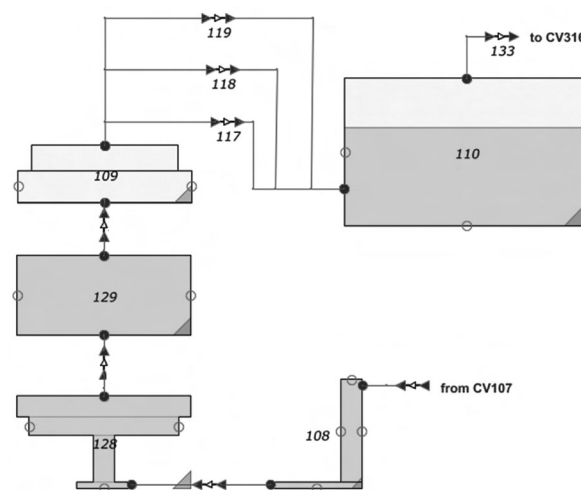


Рисунок 4 – Нодалізаційна схема тракту КТ

207, 208, 122 – часонезалежні контрольні об'єми, які моделюють турбогенератор, конденсатор і навколишнє середовище, відповідно;

202, 205 – з'єднання, які моделюють швидкодіючі запірно-відсічні клапани одинарної та потрійної ниток паропроводу відповідно;

204, 207 – з'єднання, які моделюють швидкодіючі редуційні установки скидання пари в атмосферу (ШРУ-А) одинарного та потрійного паропроводів;

203, 206 – з'єднання, які моделюють запобіжний клапан одинарного та потрійного ПГ;

212, 213 – з'єднання, які моделюють швидкодіючі редуційні установки скидання пари в конденсатор;

209, 211 – з'єднання, які моделюють головну парову засувку одинарного та потрійного паропроводів.

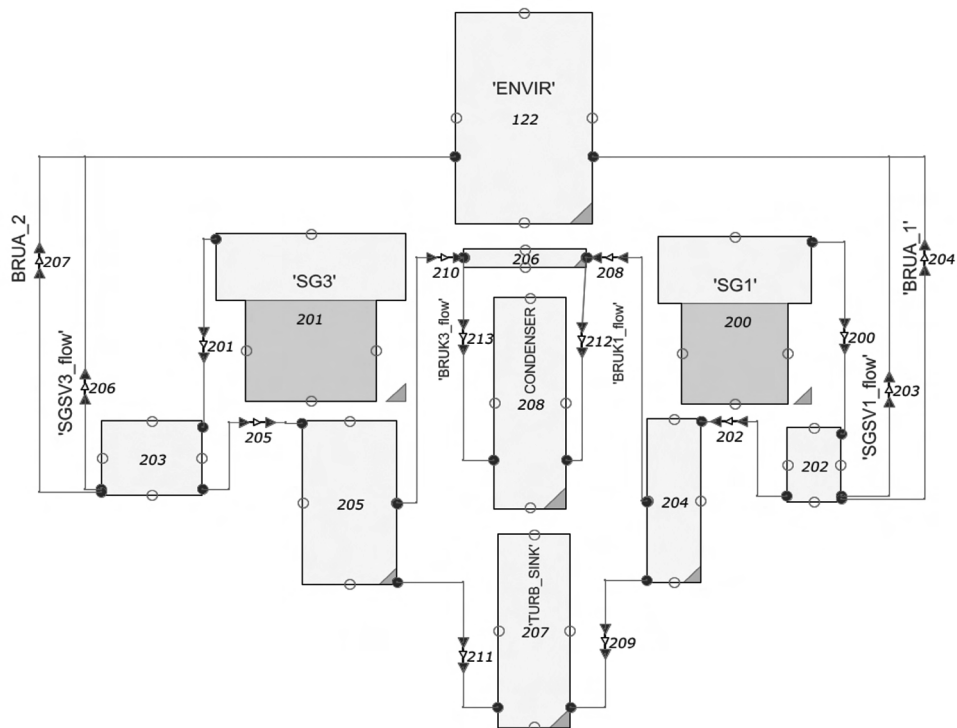


Рисунок 5 – Нодалізаційна схема другого контуру

Модель ГО наведена 21 контрольним об'ємом та 51 зв'язком. Нодалізаційну схему ГО наведено на рисунку 6.

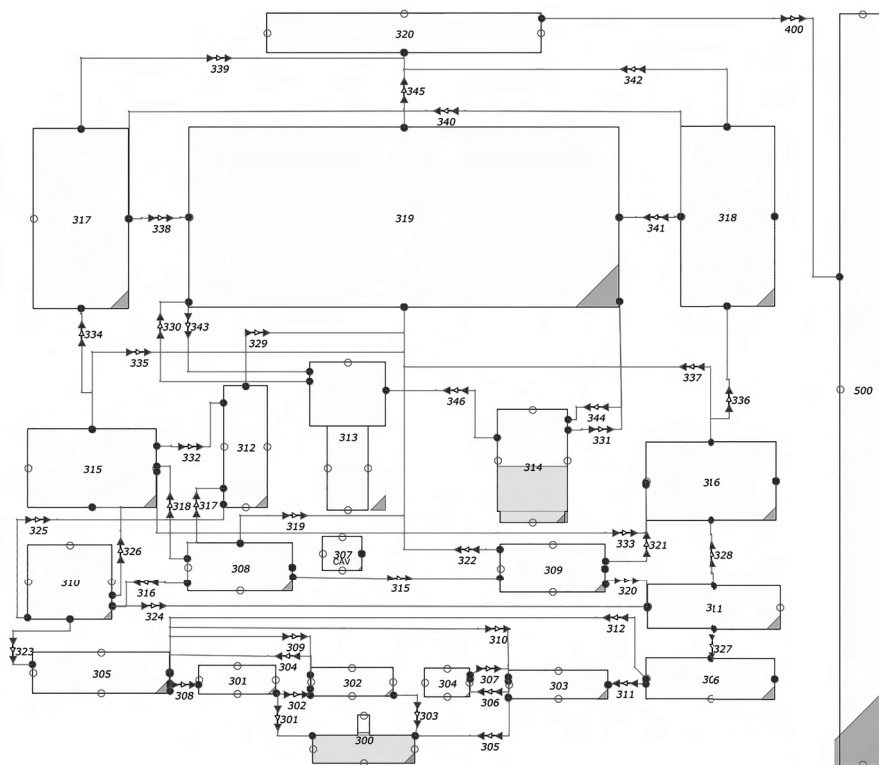


Рисунок 6 – Нодалізаційна схема ГО

Модель активної зони розділена в аксіальному напрямі на 17 сегментів та в радіальному на 3 кільця. Схему групування елементів а.з. в аксіальному та радіальному напрямках наведено на рисунку 7.

Відмітка низу, м	Відмітка верху, м	Висота сегмента, м	HS10201	HS10203	HS10205		Опис елементів, розміщених в аксіальних сегментах
22,301	23,018	0,717	117	217	317	HS10224	Верхня необігрівана частина а.з.
21,946	22,301	0,355	116	216	316	HS10222	Частина а.з. з паливом
21,591	21,946	0,355	115	215	315	HS10220	
21,236	21,591	0,355	114	214	314	HS10218	
20,881	21,236	0,355	113	213	313	HS10216	
20,526	20,881	0,355	112	212	312	HS10214	
20,171	20,526	0,355	111	211	311	HS10212	
19,816	20,171	0,355	110	210	310	HS10210	
19,461	19,816	0,355	109	209	309	HS10208	
19,106	19,461	0,355	108	208	308	HS10206	
18,751	19,106	0,355	107	207	307	HS10204	
18,525	18,751	0,226	106	206	306	HS10202	Нижня необігріваюча частина а.з. над опорними стаканами
18,348	18,525	0,177	105	205	305	HS10108	Структурні елементи днища внутрішньокорпусної шахти реактора та опорних стаканів
17,878	18,348	0,470	104	204	304	-	
17,119	17,878	0,759	103	203	303	-	
16,999	17,119	0,12	102	202	302	-	
16,899	16,999	0,1	101	201	301	-	

Рисунок 7 – Схема групування елементів а.з. в аксіальному та радіальному напрямках моделі коду MELCOR версії 1.8.5

Основні зміни розрахункової моделі при конвертації у версію 2.1 коду MELCOR

Початкову конвертацію розрахункової моделі енергоблоку АЕС з реактором ВВЕР-1000 для версії 1.8.5 [8] в формат коду MELCOR версії 2.1 виконано автоматично за допомогою спеціального додатка програми графічної візуалізації та розробки SNAP (Symbolic Nuclear Analysis Package). Виявлені під час подальшої перевірки розрахункової моделі незначні помилки автоматичної конвертації, які переважно стосувались співпадіння назв деяких елементів моделі та окремих помилок синтаксису, були виправлені вручну. Після цього, в розрахункову модель для версії коду MELCOR 2.1 [9] були внесені зміни через необхідність більш детального моделювання днища реактора в цій версії коду, а саме:

аксіальні сегменти 1 – 4 у раніше розробленій розрахунковій моделі а.з. для коду MELCOR версії 1.8.5 [8] (рисунок 7) були розділені в моделі версії 2.1 [9] на дванадцять аксіальних сегментів (рисунок 9). Маса структурних матеріалів для дванадцяти сегментів розподілялись еквівалентно сегментам 1 – 4 розрахункової моделі MELCOR

1.8.5 залежно від їх розподілу за висотою у сегментах 1 – 4 (крім маси підтримуючих структур для другого аксіального сегмента третього кільця, яка моделювалась з урахуванням кривизни днища в 3 аксіальному сегменті);

аксіальні сегменти 13 – 25 розрахункової моделі а.з. для коду MELCOR 2.1 [9] (рисунок 9) відповідають аксіальним сегментам 5 – 17 а.з. раніше розробленої розрахункової моделі MELCOR 1.8.5 [8] (рисунок 7);

у моделі а.з. реактора коду MELCOR версії 2.1 [9] для моделювання днища корпусу реактора в радіальному напрямі додатково було змодельовано четверте радіальне кільце (рисунок 8). Геометричні розміри радіальних кілець 1 – 3 залишились без змін;

модель днища реактора у версії коду MELCOR 2.1 [9] розподілена на 15 радіальних сегментів та 23 аксіальних сегменти (рисунок 8), тоді як у версії коду MELCOR 1.8.5 [8] модель днища була розподілена лише на 3 радіальні сегменти.

Схема моделей днищ реактора та групування елементів а.з. в аксіальному та радіальному напрямках для моделей версій 1.8.5 та 2.1 коду MELCOR наведено на рисунках 8 та 9.

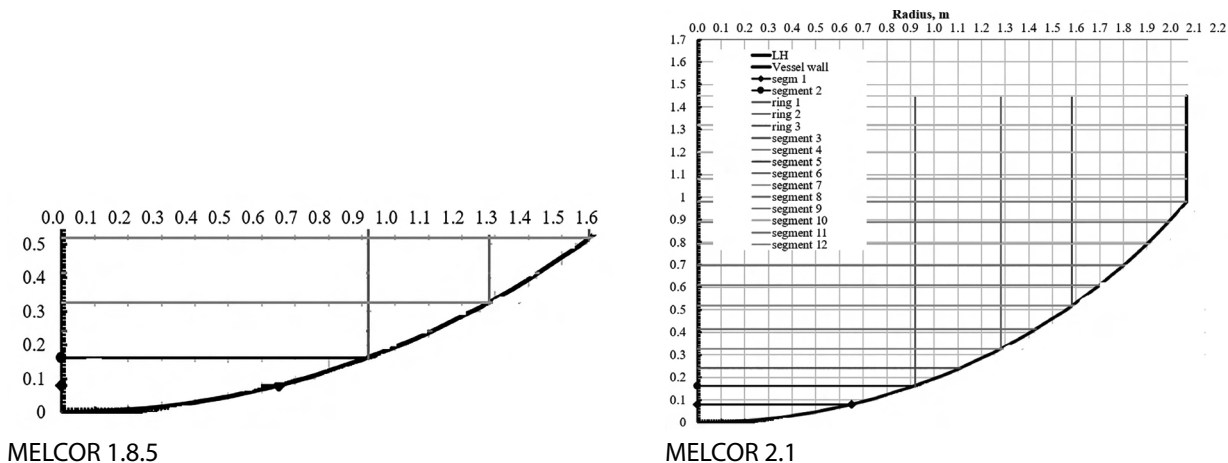


Рисунок 8 – Схема моделей днищ реактора ВВЕР-1000 для коду MELCOR версій 1.8.5 та 2.1

Відмітка низу, м	Відмітка верху, м	Висота сегмента, м	HS10201	HS10203	HS10205	HS10205		Опис елементів, розміщених в аксіальних сегментах
22,301	23,018	0,717	125	225	325	425	HS10224	Верхня необігрівана частина а.з.
21,946	22,301	0,355	124	224	324	424	HS10222	Частина а.з. з паливом
21,591	21,946	0,355	123	223	323	423	HS10220	
21,236	21,591	0,355	122	222	322	422	HS10218	
20,881	21,236	0,355	121	221	321	421	HS10216	
20,526	20,881	0,355	120	220	320	420	HS10214	
20,171	20,526	0,355	119	219	319	419	HS10212	
19,816	20,171	0,355	118	218	318	418	HS10210	
19,461	19,816	0,355	117	217	317	417	HS10208	
19,106	19,461	0,355	116	216	316	416	HS10206	
18,751	19,106	0,355	115	215	315	415	HS10204	
18,525	18,751	0,226	114	214	314	414	HS10202	Нижня необігріваюча частина а.з. над опорними стаканами
18,348	18,525	0,177	113	213	313	413	HS10108	Структурні елементи днища внутрішньокорпусної шахти реактора та опорних стаканів
18,219	18,348	0,129	112	212	312	412	-	
18,099	18,219	0,120	111	211	311	411	-	
17,979	18,099	0,120	110	210	310	410	-	
17,878	17,979	0,101000	109	209	309	409	-	
17,787053	17,878	0,090947	108	208	308	408	-	
17,691573	17,78705	0,095480	107	207	307	407	-	
17,595671	17,69157	0,095902	106	206	306	406	-	
17,509051	17,59567	0,086620	105	205	305	405	-	
17,417259	17,50905	0,091792	104	204	304	404	-	
17,226125	17,41726	0,191134	103	203	303	403	-	
17,061902	17,22612	0,164222	102	202	302	402	-	
16,899	17,0619	0,162902	101	201	301	401	-	

Рисунок 9 – Схема групування елементів а.з. в аксіальному та радіальному напрямках моделі коду MELCOR версії 2.1

Результати порівняльних розрахунків ВА з повним знеструмленням енергоблока

Опис перехідного процесу, спричиненого повним знеструмленням енергоблока АЕС з реактором ВВЕР-1000/В320 (втрата зовнішнього електропоса-

чання з одночасною відмовою дизель-генераторів системи аварійного електропостачання), наведено нижче.

На 0 секундi за фактом знеструмлення спрацює аварійний захист (АЗ), відключаються ГЦН та насоси живильної води (моделюється відключення

оператором), закриваються стопорні клапани турбогенератора. Закриття стопорних клапанів турбогенератора призводить до зростання тиску в другому контурі та спрацювання на 10 секунд ШРУ-А. Початкове погіршення та подальша втрата тепловідведення другим контуром унаслідок відсутності підживлення ПГ (рисунок 14) призводить до розігріву теплоносія в реакторі та збільшення тиску в першому контурі (рисунок 11) із спрацюванням на 2800 секунд імпульсно-запобіжних пристроїв КТ (ІЗП КТ). Унаслідок викиду теплоносія через ІЗП КТ у ББ відбувається підвищення в ньому тиску, що призводить на 5650 секунд для розрахункової моделі версії коду MELCOR 1.8.5 та на 5350 секунд для розрахункової моделі версії коду MELCOR 2.1 до розриву запобіжної мембрани з подальшим викидом теплоносія до приміщень ГО (рисунки 22, 23).

Через втрату теплоносія через ІЗП КТ на 7750 секунд в розрахунку кодом MELCOR 1.8.5 та на 7600 секунд в розрахунку кодом MELCOR 2.1 рівень теплоносія в реакторі починає знижуватись (рисунок 12), що призводить до осушення верхньої частини а.з. (рисунок 13), розігріву твелів та інтенсифікації пароцирконієвої реакції (рисунки 16 та 20). На ~13750-13800 секунд досягаються умови втрати структурної цілісності цирконієвих елементів а.з. та їх руйнування (рисунок 16). Розплав і нерозплавлені фрагменти тепловиділяючих збірок (ТВЗ) переміщуються як в аксіальному напрямку донизу, так і в радіальному напрямку, накопичуючись в нижній частині а.з. Переміщення розплаву супроводжується його періодичним застиганням і розплавленням.

Накопичуючись на нижніх рівнях а.з., розплавлені та нерозплавлені фрагменти блокують перетин для проходу теплоносія, внаслідок чого на 14050 секунд для розрахункової моделі версії коду MELCOR 1.8.5 та на 14730 секунд для розрахункової моделі версії коду MELCOR 2.1 температура опорної плити (сформованої опорними стаканами) починає збільшуватись (рисунок 17). Під дією температури, ваги розплаву і нерозплавлених фрагментів і при частково зруйнованих опорних стаканах відбувається руйнування опорної плити (рисунок 17). Розплав разом з нерозплавленими фрагментами починає переміщатися нижче, що призводить до руйнування нижніх частин внутрішньокорпусної шахти, опорних стаканів і залишків твел, які підтримуються цими опорними стаканами.

Після руйнування внутрішньокорпусної шахти розплав і нерозплавлені фрагменти переміщуються на нижню частину корпусу реактора. Під дією високої температури та ваги розплаву і нерозплавлених фрагментів на 25300 секунд для розрахункової моделі версії коду MELCOR 1.8.5 та на 22000 секунд для розрахункової моделі версії коду MELCOR 2.1 днище корпусу реактора руйнується. Парогазова суміш, розплавлені і нерозплавлені фрагменти виходять у бетонну шахту реактора. Розрахунок завершено після досягнення умов руйнування корпусу реактора.

Основні графіки та хронологія подій у розрахунках, виконаних із застосуванням версій коду MELCOR 1.8.5 та MELCOR 2.1, наведено на рисунках 10 – 23 та в таблиці 1.

Таблиця 1 – Хронологія подій у розрахунках ВА з повним знеструмленням енергоблока

MELCOR 1.8.5 Час, секунди	MELCOR 2.1 Час, секунди	Подія
0	0	Повне знеструмлення енергоблока (початок перехідного процесу) Спрацювання АЗ, відключення ГЦН (внаслідок знеструмлення)
10	10	Початок роботи ШРУ-А згідно з проектним алгоритмом
2800	2800	Спрацювання та періодична робота ІЗП КТ за проектними уставками
5650	5350	Розрив мембрани ББ
7600	7600	Тиск в ГО понад 1,3 кгс/см ²
11850	11990	Початок інтенсивної генерації водню у а.з.
12800	12980	Підвищення температури оболонок тепловиділяючих елементів (твел) понад 1200 °С (через зниження рівня теплоносія у реакторі)
12850	13000	Повне оголення паливної частини ТВЗ
13800	13750	Початок руйнування твел
16900	17050	Повне осушення реактора
19600	17600	Початок пошкодження підтримуючих структур
19700	17600	Повне руйнування твел а.з.
25300	22000	Пропавлення днища корпусу реактора та початок взаємодії коріуму з бетоном

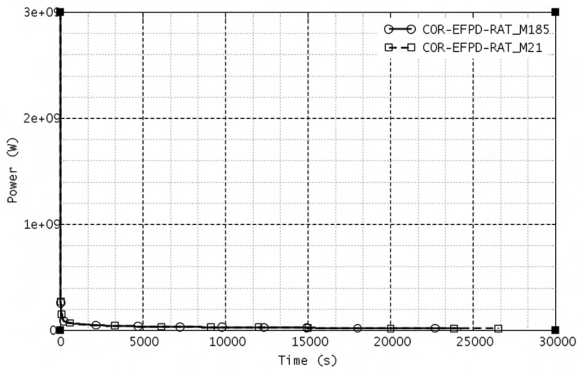


Рисунок 10 – Теплова потужність реактора

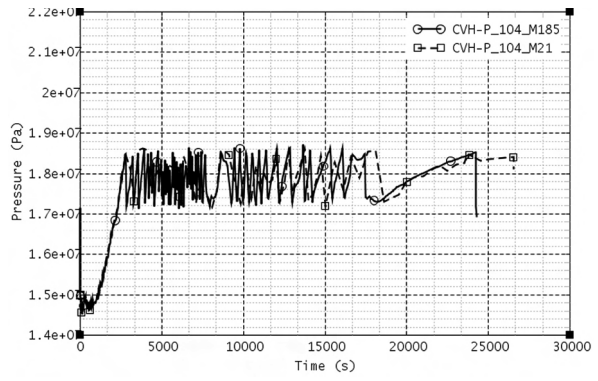


Рисунок 11 – Тиск у першому контурі

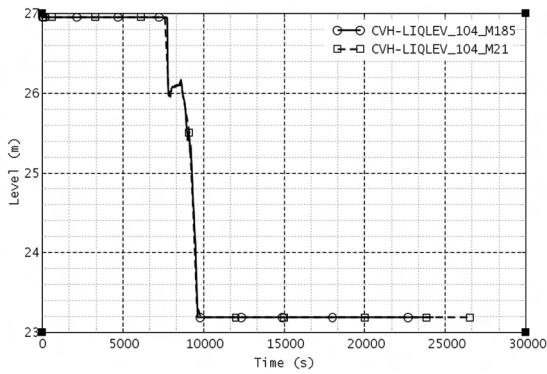


Рисунок 12 – Висотні відмітки рівня теплоносія в реакторі над а.з.

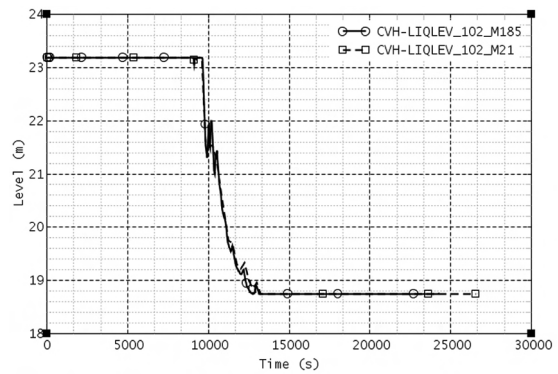


Рисунок 13 – Висотні відмітки рівня теплоносія в реакторі навпроти а.з.

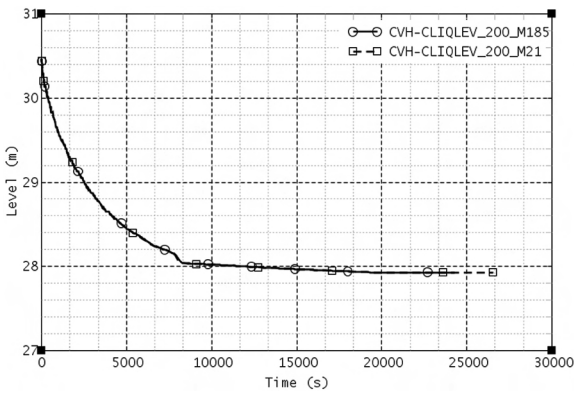


Рисунок 14 – Висотні відмітки рівня води в ПГ

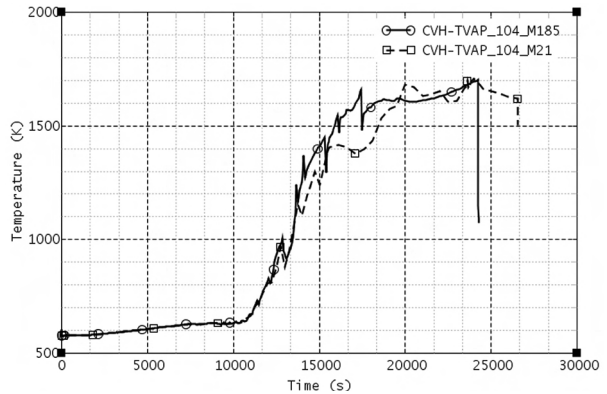


Рисунок 15 – Температура середовища в реакторі вище а.з.

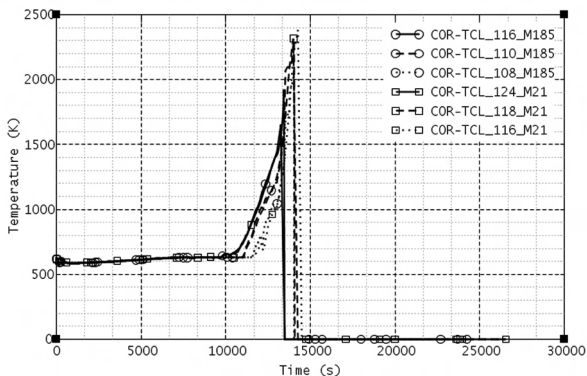


Рисунок 16 – Температура оболонок твєлів

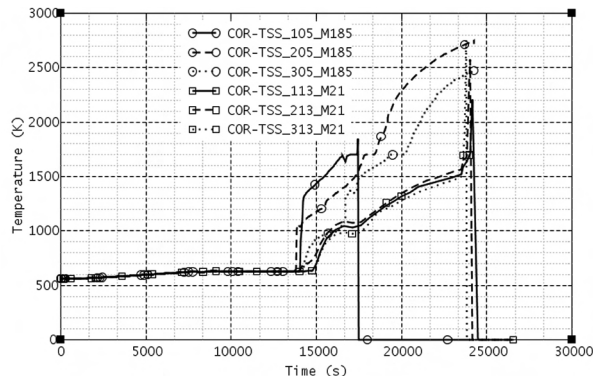


Рисунок 17 – Температура підтримуючих структур

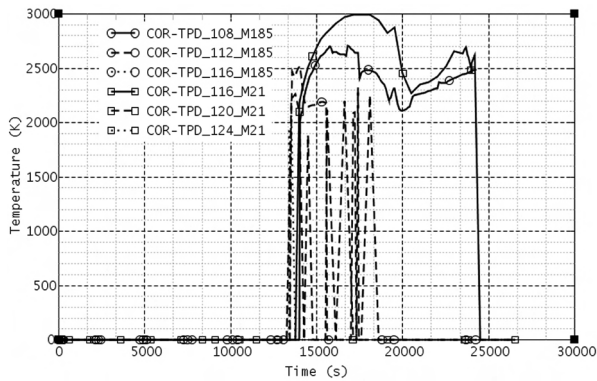


Рисунок 18 – Температура зруйнованих фрагментів на рівні а.з.

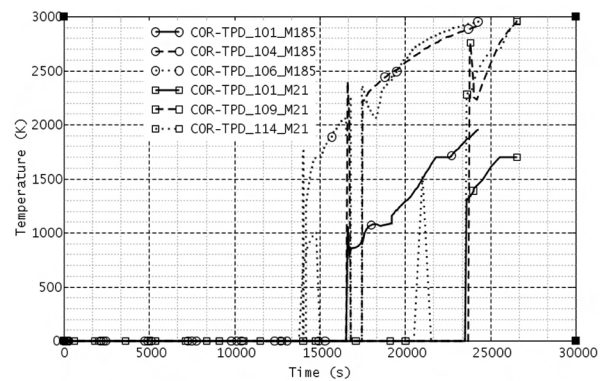


Рисунок 19 – Температура зруйнованих фрагментів нижче а.з.

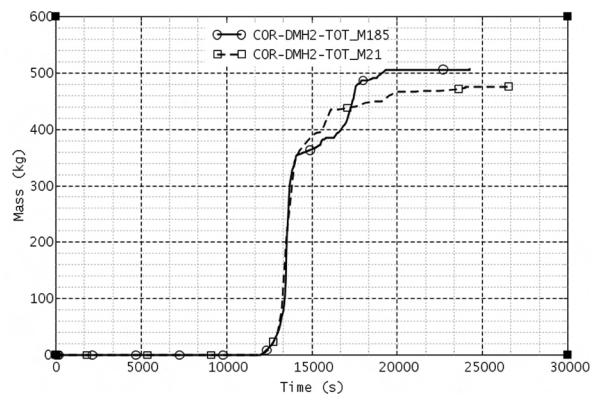


Рисунок 20 – Маса водню, який згенеровано на внутрішньокорпусній фазі аварії

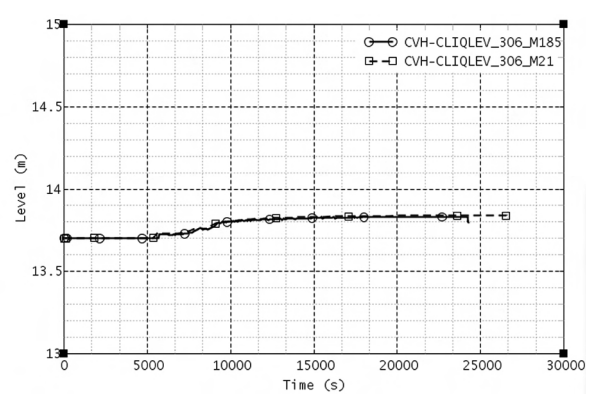


Рисунок 21 – Рівень теплоносія на нижніх відмітках ГО

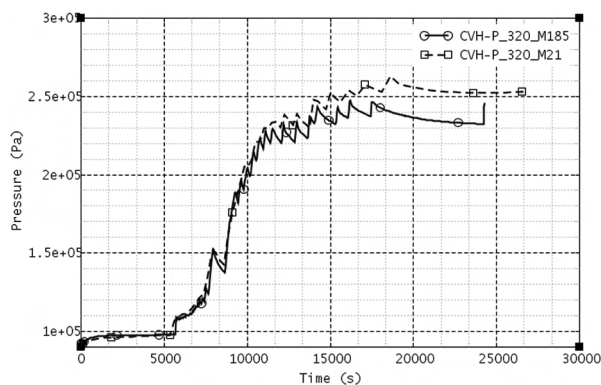


Рисунок 22 – Тиск у ГО

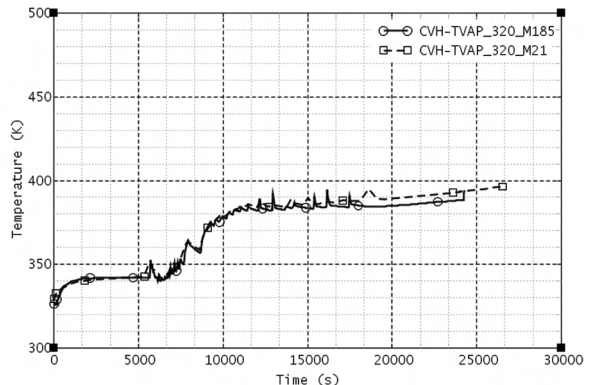


Рисунок 23 – Температура в ГО

Результати порівняльних розрахунків із застосуванням розрахункових моделей для версій 1.8.5 та 2.1 коду MELCOR, які наведені на рисунках 10 – 23, демонструють хорошу збіжність поведінки основних параметрів (тиску та температури в гідравлічних елементах першого, другого контурів і ГО, температури елементів а.з. та її зруйнованих фрагментів, маси згенерованих неконденсованих газів та їх концентрації в приміщеннях ГО) під час внутрішньокорпусної фази аварійного процесу.

Існуючі відмінності в часі руйнування структур а.з. (рисунки 16 – 19) зумовлені більшою деталізацією для коду MELCOR версії 2.1 нижньої частини а.з. реактора (розподіл структурних елементів ниж-

ньої частини а.з. реактора на декілька аксіальних сегментів, доповнення додатковим кільцем для опускної ділянки а.з., деталізація днища реактора) та в незначній мірі впливають на поведінку параметрів у першому контурі та ГО на внутрішньокорпусній фазі аварії (рисунки 2, 6, 13, 14).

Втім зазначені відмінності можуть вплинути на характер протікання позакорпусної фази аварії, що потребує окремого дослідження з урахуванням існуючих невизначеностей розвитку цієї фази аварії, таких як механізми (підвищений тиск, проплавлення) та час відмови дверей бетонної шахти реактора, характеристики розплаву, площа його розповсюдження тощо.

Висновки

Проведено конвертацію моделі реакторної установки енергоблока ВВЕР-1000/В320 для аналізу ВА з версії 1.8.5 у версію 2.1 коду MELCOR і виконано розрахунковий аналіз ВА з повним знеструмленням енергоблока. Порівняльний аналіз результатів, отриманих із застосуванням зазначених версій коду, демонструє хорошу збіжність результатів на внутрішньокорпусній фазі ВА. Виявлені відмінності в результатах пояснюються більш детальним моделюванням а.з. та нижньої частини реактора в версії 2.1 коду MELCOR. Надалі планується виконати порівняльний аналіз для позакорпусної фази ВА.

Список використаної літератури

1. SSR-2/1 (Rev. 1). Safety of nuclear power plants: design. IAEA safety standards series. International Atomic Energy Agency. Vienna, 2016. 71 p.

2. WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors. Report. Update in Relation To Lessons Learned From TEPCO Fukushima Daiichi Accident. 24th September 2014. 13 p.

3. Council Directive 2014/87/EURATOM of 8 July 2014 amending Directive 2009/71/Euratom establishing a Community framework for the nuclear safety of nuclear installations.

4. MELCOR Computer Code Manuals. Vol. 2, Rev. 2. Reference Manuals. Version 1.8.5. NUREG/CR-6119, SAND2000-2417/2. Albuquerque. Sandia National Laboratories, October 2000. 306 p.

5. MELCOR Computer Code Manuals. Vol. 2, Rev. 2. Reference Manuals. Version 1.8.6. NUREG/CR-6119, Vol. 2, Rev. 3, SAND 2005-5713. Albuquerque. Sandia National Laboratories, September 2005. 776 p.

6. О. Л. Коцуба, Ю. Ю. Воробйов, О. І. Жабін, Д. В. Гуменюк. Аналіз важких аварій в басейні витримки відпрацьованого ядерного палива АЕС «Фукусіма-Даїчі» з використанням розрахункового коду MELCOR 1.8.6. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2016. № 4. С. 13 – 20.

7. MELCOR Computer Code Manuals. Reference Manuals. Vol.2. Version 2.1.6840, SAND2015-6692 R. Albuquerque. Sandia National Laboratories, August 2015. 807 p.

8. Розрахункова модель для виконання експертних розрахунків важких аварій для енергоблоків ВВЕР-1000/В-320 (код MELCOR). АТ6-10.300.ОД1. Київ : ДНТЦ ЯРБ, 2010. 590 с.

9. Звіт про науково-дослідну роботу. Підтримка в освоєнні комп'ютерних кодів, отриманих в рамках угод 2014 CAMP та CSARP. Розробка моделі MELCOR для ВВЕР-1000/В-320. (Завдання № 17.3с до угоди № 257586 від 26.06.2015, проміжний). – Київ : ДНТЦ ЯРБ, 2017. 125 с.

References

1. SSR-2/1 (Rev. 1). (2016). Safety of nuclear power plants: design. IAEA safety standards series. IAEA, Vienna, 71.

2. WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors. (2014). Update in relation to lessons learned from TEPCO Fukushima Daiichi accident. Report, 13.

3. Council Directive 2014/87/EURATOM of 8 July 2014 amending Directive 2009/71/Euratom establishing a Community framework for the nuclear safety of nuclear installations.

4. MELCOR Computer Code Manuals. (2000). Vol. 2, Rev. 2. Reference Manuals. Version 1.8.5. NUREG/CR-6119, SAND2000-2417/2. Albuquerque, Sandia National Laboratories, 306.

5. MELCOR Computer Code Manuals. (2005). Vol. 2, Rev. 2. Reference Manuals. Version 1.8.6. NUREG/CR-6119, Vol. 2, Rev. 3, SAND 2005-5713. Albuquerque, Sandia National Laboratories, 776.

6. Kotsuba, O., Vorobyov, Yu., Zhabin, O., Gumenyuk, D. (2016). Analysis of severe accidents in spent fuel pool of Fukushima Daiichi NPP using MELCOR 1.8.6 computer code. Nuclear and Radiation Safety, 4(72), (ISSN 2073-6231), 13 – 20.

7. MELCOR Computer Code Manuals. (2015). Reference Manuals. Vol.2. Version 2.1.6840, SAND2015-6692 R. Albuquerque, Sandia National Laboratories, 807.

8. АТ6-10.300.ОД1. (2010). WWER-1000/320 model for simulation of severe accidents (MELCOR code). SSTC NRS, 590.

9. BOA No. 257586, Task order No. 17. (2017). Support in mastering the computer codes obtained within the 2014 CAMP and CSARP agreements. Development of MELCOR model for WWER-1000/320. (Stage No. 3c). SSTC NRS, 125.

Comparative Analysis of Severe Accident at WWER-1000 NPP with MELCOR 1.8.5 and 2.1 Code Versions

Kotsuba O., Vorobyov Yu., Zhabin O., Gumenyuk D.

State enterprise «State Scientific and Technical Center for Nuclear and Radiation safety», Kyiv, Ukraine

An overview of the main changes in updated version 2.1 of MELCOR computer code that are related to improved mathematical modeling of complex thermohydraulic severe accident phenomena of core degradation, relocation of molten fragments to the bottom of the reactor, heating and failure of the bottom of the reactor pressure vessel is presented. The elements of WWER-1000 NPP calculation model for MELCOR 1.8.5 (control volumes, heat structures and structures of the reactor core) that represent a reactor with a primary circuit, a secondary circuit and containment are described. The modifications implemented in WWER-1000 NPP model for MELCOR 1.8.5 to convert it to MELCOR 2.1 version that are mainly related to more detailed modeling of the reactor core and reactor pressure vessel bottom are provided. The results of comparative analysis of severe accident scenario of total station blackout

at WWER-1000 NPP with MELCOR 1.8.5 and 2.1 are described. The comparison demonstrates good agreement between the main parameters' results (pressure and temperature in hydraulic elements of the primary, secondary circuits and containment, temperature of core elements, the mass of generated non-condensable gases and their concentrations in the containment) obtained with these code versions for severe accident in-vessel phase. The identified differences in timing of core structures degradation and reactor vessel bottom failure insignificantly affect

behavior of the parameters in the reactor coolant system and containment in the in-vessel phase of severe accident and are related to more detailed modelling of the reactor core and bottom part of the reactor in MELCOR 2.1.

Keywords: severe accident, accident analysis, WWER-1000, computer model, MELCOR.

Отримано 10.02.2020