
ЗАСТОСУВАННЯ МЕТОДІВ ТА ЗАСОБІВ МОДЕЛЮВАННЯ

doi: <https://doi.org/10.15407/emodel.42.04.031>
УДК 519.6:504.064

Ю.О. Кириленко^{1,2}, аспірант, **І.П. Каменева**¹, канд. техн. наук,
А.В. Яцишин^{1,2}, д-р техн. наук, **О.О. Попов**^{1,2}, д-р техн. наук,
В.О. Артемчук^{1,2}, канд. техн. наук, **В.О. Ковач**^{2,3}, канд. техн. наук

¹ Інститут проблем моделювання в енергетиці ім. Г.Є. Пухова НАН України
(Україна, 03164, Київ, вул. Генерала Наумова 15,
тел. (044) 4249168; e-mail: ak24avo@gmail.com),

² ДУ «Інститут геохімії і навколишнього середовища НАН України»
(Україна, 03142, Київ, проспект Академіка Палладіна, 34а)

³ Національний авіаційний університет
(Україна, 03058, Київ, проспект Космонавта Комарова, 1)

Аналіз засобів моделювання наслідків радіаційних аварій та інцидентів з розливом рідких радіоактивних середовищ*

Досліджено проблему моделювання радіаційного впливу на персонал, населення та навколишнє середовище при аваріях та подіях з розливом рідких радіоактивних середовищ (РРС), що включає процес випаровування радіоактивних речовин, транспорт радіонуклідів в межах аварійного приміщення, динаміку атмосферного викиду та вплив забруднення на певні категорії населення. Проведено аналіз математичних та програмних засобів моделювання наслідків радіаційних аварій та інцидентів з розливом РРС, серед яких особливої уваги заслуговує система прийняття рішень RODOS. Розроблено математичну модель характеристик джерела викиду, яка включає миттєву об'ємну концентрацію радіонуклідів у повітрі технологічного приміщення та потужності атмосферного викиду, що характеризують аварійні ситуації з розливом РРС. Запропоновано удосконалити процес підготовки даних для моделювання радіаційних аварій із врахуванням розливу рідких речовин з метою подальшої інтеграції розроблених засобів в систему прийняття рішень RODOS.

К л ю ч о в і с л о в а: радіаційні аварії, джерело викиду, рідкі радіоактивні речовини, система RODOS.

Атомна енергетика належить до тих галузей діяльності, де прогнозування розвитку аварій та порушень експлуатації АЕС, а також наслідків прийняття рішень, базується на сучасних засобах математичного моделювання

* Роботу виконано в межах проекту, що фінансується за рахунок бюджетної програми «Підтримка розвитку пріоритетних напрямів наукових досліджень» (КПКВК 6541230).

Отже, підвищення безпеки та ефективності підприємств атомної енергетики нерозривно пов'язано з проблемою удосконалення методологічної та інструментальної бази, спрямованої на аналіз та оцінювання наслідків аварійних ситуацій на основі сучасних методів математичного моделювання радіаційних аварій та порушень нормальної експлуатації АЕС.

Розробка нових комп'ютерних засобів та математичних моделей оцінки негативних наслідків радіаційних аварій та викидів орієнтована на вирішення практичних задач у даному напрямку. В першу чергу, це зменшення радіаційного впливу на населення, персонал та навколишнє середовище (принцип ALARA) відповідно до норм радіаційної безпеки НРБУ-97 [1], аналіз порушень нормальної експлуатації та аварій на АЕС в рамках проектних обґрунтувань експлуатуючої організації та оцінювання впливу небезпечних подій на оточуюче середовище [2], розробка імовірнісного аналізу безпеки третього рівня з урахуванням положень МАГАТЕ [3], а також аварійне реагування на радіаційні аварії у реальному часі.

В результаті проведення імовірнісного аналізу безпеки енергоблоків українських АЕС та з урахуванням вимог НРБУ-97/Д-2000 [4] щодо потенційного опромінення населення виникла необхідність у більш реалістичному та прецизійному моделюванні аварій та небезпечних подій на АЕС, пов'язаних з порушенням нормальної експлуатації (зокрема, подій, частота реалізації яких може перевищити значення 10^{-2} 1/рік). За результатами імовірнісного аналізу безпеки до таких подій віднесено також аварії із розливом рідких радіоактивних середовищ (РРС), наслідки яких раніше фактично не розглядалися при проведенні аналізу безпеки.

Аналіз та систематизація зарубіжних і вітчизняних аварій та інцидентів із розливом РРС з урахуванням сучасних наукових підходів свідчить про те, що проблеми оцінки радіаційного впливу викидів при подібних аваріях залишаються актуальними та потребують поглибленого дослідження.

Постановка задачі. До актуальних проблем прогнозування радіаційних наслідків при аваріях із розливом РРС належить відтворення повної динамічної картини досліджуваної події, що включає активність повітряної фази над розливом, оцінювання параметрів викиду, а також наслідків негативного впливу на персонал, найбільш вразливі категорії населення та стан прилеглих територій.

На рис. 1 наведено структурну схему дослідження та моделювання інцидентів на АЕС, що мають негативні наслідки для персоналу, населення та навколишнього середовища.

Отже, для вирішення комплексу поставлених задач в першу чергу бажано визначити сучасні засоби математичного та комп'ютерного моде-



Рис. 1. Структурна схема моделювання радіаційних наслідків аварій та небезпечних подій на АЕС

лювання радіаційного впливу на персонал, населення та навколишнє середовище з урахуванням особливостей аварій з розливом РРС. Поглиблене дослідження у цьому напрямку включає якісний аналіз наявних математичних та комп'ютерних засобів з метою виявлення корисного функціоналу та визначення обмежень розроблених засобів щодо моделювання та оцінювання наслідків аварій або інцидентів з розливом РРС.

Зауважимо, що важливим етапом процесу моделювання наслідків радіаційних аварій за допомогою системи підтримки прийняття рішень (СППР) RODOS або інших систем аналогічного призначення є удосконалення процесу підготовки даних, що має вирішальний вплив на результати моделювання. Цей процес включає обчислення характеристик джерела викиду для радіаційних аварій та інцидентів із розливом РРС.

В результаті проведених досліджень запропоновано математичну модель формування джерела викиду, яка включає миттєву об'ємну концентрацію радіонуклідів у повітрі технологічного приміщення та потужності атмосферного викиду внаслідок розливу РРС.

Аналіз аварій та інцидентів з розливом РРС. До РРС відносять рідкі розчини з включенням радіоактивних ізотопів, що можуть поєднуватись у високомолекулярні комплекси. Ізотопний склад таких середовищ визначається, насамперед, джерелом викиду радіоактивних домішок.

Рідкі радіоактивні середовища на АЕС можуть мати різний вигляд. Зокрема, це рідини технологічних контурів, рідкі радіоактивні відходи, дренажні та дезактиваційні стоки, вода для промивки іонообмінних фільтрів, а також стоки спеціалізованих пралень та душових, забруднені води хімічних лабораторій [5]. Всі РРС можуть розміщуватись як у гермооб'ємах (ГО) енергоблоків АЕС, так і за їх межами (наприклад, у спецкорпусі).

На енергоблоках України температури РРС під тиском досягають 320 °С, у трубопроводах та баках спецкорпусів можливі коливання в межах від 40 до 100 °С, залежно від шляхів зливу радіоактивних стоків [6]. Для аварій із розливом таких середовищ характерна інтенсивна тепловіддача внаслідок випаровування рідини — утворення пароаерозольних форм, які в подальшому локалізуються на матеріалах очисних або локалізуючих систем. У випадках непрацездатності систем безпеки відбуваються значні викиди радіонуклідів через нещільності аварійних приміщень.

Ізотопний склад і активність РРС на АЕС суттєво змінюються. Наприклад, теплоносії першого контуру та вода басейну витримки АЕС з легководними реакторами є сукупністю уламків вимушеного поділу ^{235}U та ^{238}U , ізотопів корозійних металів реакторної установки (РУ). У межах спецкорпусу РРС можуть існувати довгий час і при цьому в ізотопний склад можуть бути включені лише довгоіснуючі радіонукліди (^{60}Co , ^{134}Cs , ^{137}Cs тощо). Аналогічна ситуація спостерігається і на дослідницьких реакторах [7]. Важка вода, що використовується в якості сповільнювача на важководних реакторах, також має високу активність внаслідок наявності в ній тритію.

Згідно з Міжнародною шкалою ядерних та радіологічних подій INES [8] аваріям, що супроводжуються розливом РРС, в залежності від величини викиду і відповідних радіаційних наслідків теоретично можуть бути присвоєні різні рівні небезпеки (від рівня 0 (подія з відхиленням нижче шкали) до рівня 7 (велика аварія)). Такий підхід відображає конструкційні особливості відведення тепла від активної зони реакторів, що працюють на рідкому теплоносії.

При важкій аварії із розплавленням активної зони реактора продукти ділення ядерного палива входять у безпосередній контакт з рідким теплоносієм та водою систем аварійного охолодження, що сприяє подальшому утворенню РРС. Зазначимо, що значний внесок в активність викиду реалізує нейтронна активація теплоносія протягом кампанії на реакторних установках. Як у першому, так і в другому випадку активність РРС є малою частиною загальної активності викиду. Тому при оцінках наслідків важких аварій активність викиду внаслідок випаровування з рідких розливів досить часто не враховується. Але в тих випадках, коли аварія передбачає викид виключно внаслідок випаровування РРС з відкритих поверхонь, залежно від концентрації радіонуклідів в рідині та конкретних умов викид може створити значні загрози для персоналу, населення і навколишнього середовища.

Детальна інформація про наслідки аварій з врахуванням розливу рідких речовин, які спостерігалися за останні 65 років на зарубіжних підприємствах атомної галузі, систематизована в роботі [9].

Досить унікальна подія, пов'язана із розливом радіоактивної важкої води, виникла у серпні 2017 року на пакістанській АЕС Карачі (енергоблок № 1). Внаслідок локалізації розливу близько однієї тони важкої води активністю 250 ГБк/кг було опромінено чотири особи. Ефективна доза опромінення одного з ліквідаторів досягла майже 40 мЗв, що у два рази перевищує встановлений нормами Пакистану ліміт дози для персоналу [10]. За результатами розслідування дану подію класифіковано рівнем 2 за шкалою INES.

За часів незалежності Україна також отримала певний досвід щодо інцидентів із розливом РРС. Найбільш масштабні випадки таких подій наведено в табл. 1.

22 вересня 2009 року під час проведення планового випробування імпульсно-запобіжного пристрою компенсатора тиску (ІЗП КТ) після зупину енергоблока № 3 Рівненської АЕС на процедуру планово-попереджувального ремонту несвоєчасно заклався головний запобіжний клапан. За встановленими правилами було створено комісію для розслідування причин даного порушення. В результаті відкриття клапану відбувся вихід теплоносія за межі першого контуру в приміщення гермозони в об'ємі близько 230–250 м³ [11]. За межами гермозони значення параметрів радіаційної обстановки не перевищували верхніх регламентних границь та допустимих рівнів (за даними автоматизованої системи радіаційного контролю).

Таблиця 1. Інциденти з розливом РРС в Україні

Дата події	Місце події	Рівень за шкалою INES	Опис події
Грудень 1995 р.	Южно-українська АЕС	1	Виток радіоактивної рідини із технологічного трубопроводу. В результаті забруднено територію площею 30 м ² [10]
Лютий 2002 р.	Хмельницька АЕС	1	Залишено відкритим клапан ємності басейну перезавантаження палива. В результаті вода активністю 2,84Е-6 Ки/л з басейну почала надходити до реакторного відділення. Об'єм розливу сягнув 3 м ³ [10]
Вересень 2009 р.	Рівненська АЕС	0	Внаслідок неспадки ІЗП КТ на підлогу приміщення ГО розлито теплоносії першого контуру РУ [11]
Серпень 2015 р.	Хмельницька АЕС	0	Розлив теплоносія першого контуру в межах технологічних приміщень ГО [12]

Події з розливом РРС можуть виникнути на об'єкті з переробки рідких радіоактивних відходів Чорнобильської АЕС. Крім того, відповідно до міжнародних та національних норм будь-яка модифікація на даному об'єкті буде потребувати переоцінки та обґрунтувань щодо можливого впливу на персонал, населення та навколишнє середовище. Розливи РРС можливі також на урановидобувних та уранопереробних об'єктах. Наприклад, у грудні 2013 року на австралійській шахті «Рейнджер» стався витік 1400 м³ радіоактивної рідини через отвір в цистерні для зберігання радіоактивного шламу.

Проаналізовано проблему аварійних ситуацій, пов'язаних з розгерметизацією резервуарів-відстійників систем витримки спеціальної каналізації в підземних приміщеннях онкологічних лікарень, що використовують радіоізотопи для лікування пацієнтів (системи DTS — Decay Tank Systems). В процесі детального аналізу радіаційних наслідків інцидентів та аварій із розливом РРС визначено критичну групу опромінення — представників персоналу аварійних об'єктів та критичні шляхи опромінення: зовнішнє — від розливу та внутрішнє — внаслідок інгаляційного надходження радіонуклідів. Для аварій з розливом важкої води характерним є β -опромінення поверхневого шару шкіри у зонах прилягання тканинного одягу. В переважній кількості подій спостерігається опромінення персоналу на етапі проведення заходів по відновленню обладнання, локалізації розливу та ліквідації радіаційних наслідків. Під час окремих подій зареєстровано переопромінення персоналу вище лімітів доз, встановлених нормами МАГАТЕ [13] та відповідними державними нормативними документами.

Галузеві засоби моделювання викиду. Для опису транспорту радіонуклідів у замкненому аварійному приміщенні підприємств атомної галузі використовується ряд математичних моделей, базованих на процесах тепломасообміну та аеродинаміки. Дані моделі входять до складу інтегральних розрахункових програмних продуктів, таких як MELCOR [14], MAAP [15], CONTAIN [16] тощо. Наведені коди використовують як аналітичні, так і чисельні методи розв'язку, оперуючи емпіричними та напівемпіричними співвідношеннями. За допомогою таких інструментів описується транспорт продуктів ділення ядерного палива, проводиться розрахунок потужності та складу викиду радіоактивних речовин з приміщень аварійного об'єкту в атмосферу. Провідні представники інтегральних кодів цієї групи мають подібну структуру та враховують основні етапи моделювання транспорту радіоактивних речовин у технологічних приміщеннях для більшості проектних та запроектованих аварій, які досліджуються в рамках аналізу безпеки АЕС.

Так, наприклад, інтегральний комп'ютерний код інженерного рівня MELCOR моделює протікання важких аварій на атомних станціях з легководними реакторами. Даний код розроблено в Sandia National Laboratories [17] як інструмент регулюючого органу США. Наразі даний код активно використовується країнами-членами МАГАТЕ і Україною. MELCOR містить можливості для моделювання широкого спектру аварійних процесів на реакторній установці. Окрім таких процесів як теплогідравлічна реакція систем реакторної установки та суміжних споруд, деградація та переміщення паливних мас, взаємодія розплаву з бетоном будівельних конструкцій, генерація, транспортування та спалювання водню тощо, код дозволяє моделювати транспорт продуктів ділення. В основу моделювання цим кодом закладено нодалізаційну схему [14], яка відображає просторове розбиття аварійного об'єкта на окремі об'єми за принципом пріоритетності внеску того чи іншого обладнання або приміщення у визначальні параметри аварійного процесу. Теплогідравлічні параметри в рамках одного об'єму в певний момент часу вважаються однаковими. Продукти ділення MELCOR групуються за хімічними властивостями. В рамках одного класу поведінка елементів та їх ізотопів вважається ідентичною.

Інтегральні коди забезпечують можливість успішно проводити оцінювання радіоактивного викиду в атмосферу, але мають певні недоліки щодо моделювання динамічних процесів транспорту радіонуклідів при аваріях із розливом РРС. Зокрема, не враховується процес радіоактивного розпаду дозоутворюючих радіонуклідів.

До недоліків даного підходу можна віднести також неадекватність отриманих результатів та суттєві невизначеності при моделюванні середніх та пізніх фаз аварії (в умовах квазістаціонарного термодинамічного балансу) або при розливі РРС із температурами, близькими до температур повітряної фази. Крім того, відсутні можливості щодо опису динаміки випаровування радіоактивних речовин з вільних поверхонь рідин, не враховано термодинамічні та гідродинамічні процеси у прикордонному шарі рідкої і повітряної фаз (через відсутність деталізованої просторової сітки).

Загальногалузеві засоби моделювання викиду. Між багатьма прикладними задачами щодо виходу вологи з вільної поверхні рідини при випаровуванні у замкненому приміщенні існує певна аналогія. Наприклад, для визначення кліматичних умов закритих басейнів використовується емпірична модель стаціонарного теплообміну при випаровуванні з урахуванням роботи вентиляційних систем. Баланс тепла та вологи також моделюється на етапах проектування гідропарків закритого типу, кліматичного контролю промислових та житлових приміщень.

Для вирішення таких задач в кінці минулого сторіччя інженерами-теплофізиками було розроблено ряд методик [18] розрахунку вологовідводу від вільної поверхні рідини. Зазвичай подібні моделі базуються на емпіричних підходах та мають досить вузьку область використання. Проте деякі з них можуть бути корисними при розробці теплофізичної моделі випаровування для інцидентів із розливом недогрітих радіоактивних рідин у замкнених приміщеннях.

Проблема нестационарних задач випаровування з відкритих поверхонь рідин неодноразово розглядалась у різних промислових та непромислових галузях. В розрахунках вентиляції та кондиціонування повітря у замкнених приміщеннях часто доводиться зустрічатися із визначенням потоку рідини, що випаровується. Процес випаровування, що відбувається при безпосередньому контакті повітря з поверхнею рідини, є комплексним. Він включає явища тепло- та масопереносу, які супроводжують зміни термодинамічного стану рідини та пароповітряної суміші.

У гідродинамічній теорії теплообміну широко застосовують метод, що потребує пошуку аналітичних виразів для кривих розподілу потенціалу переносу. Такі співвідношення знаходять на основі емпіричних виразів або шляхом приблизного розв'язання диференціальних рівнянь, які описують рух тепла та маси речовини. На практиці швидкість випаровування для аналітичних підходів розраховується згідно закону Дальтона [17]: $G_w = -\beta_{sw} (p_{sw} - p_m) S$, де G_w — витрата рідини на випаровування, кг; β_{sw} — коефіцієнт масопереносу, нормальний для умов атмосферного тиску, $\frac{\text{кг}}{\text{Па} \cdot \text{м}^2 \cdot \text{с}}$; p_{sw} і p_m — тиски насичення для температури поверхні випаровування і температури повітря у прикордонному шарі над рідиною, Па; S — площа дзеркала випаровування, м^2 .

Математичні моделі нестационарного випаровування з відкритих поверхонь рідин у замкнутих приміщеннях можуть бути відтворені в сучасних операційних модулях FLUENT та CFX пакету ANSYS [18], або за допомогою аналогічних пакетів, зокрема OpenFOAM [19], SolidWorks [20] тощо, з урахуванням турбулентності. Математичний розв'язок задачі нестационарного теплообміну у цих модулях знаходять чисельним методом скінчених різниць за допомогою просторової структурованої сітки, що накладається на простір аварійного приміщення.

Так, наприклад, згадані вище модулі програмного продукту ANSYS оперують рівняннями масового та енергетичного балансу в умовах вимушеної та природної конвекції повітря в замкненому приміщенні. Для вирішення подібних задач FLUENT та CFX вимагають поглибленої дета-

лізації геометрії приміщення, умов природної конвекції рідини в товщі проливу, аеродинаміки повітря у приміщенні та інших суміжних процесів, які безпосередньо стосуються об'єктів моделювання. Дані модулі успішно використовують експлуатуючі організації в усьому світі для моделювання теплогідравлічних процесів, пов'язаних з елементами активної зони та технологічними контурами атомних станцій.

Однак через відсутність моделей, що описують транспорт багатоконпонентних радіоактивних повітряних сумішей, пакет ANSYS можна лише опосередковано застосовувати при наданні оцінки радіаційних наслідків. Незважаючи на те, що зараз FLUENT та CFX не використовують для кількісного та якісного моделювання аеродинамічних параметрів повітря технологічних приміщень АЕС України [21], слід зазначити, що вони можуть бути застосовані для визначення полів швидкості повітря, концентрацій та вологості як у замкнених приміщеннях, так і на локальних рельєфах.

Засоби моделювання атмосферного переносу. Результати дослідження комп'ютерних засобів для чисельного моделювання атмосферного розповсюдження радіоактивних викидів наведено у роботі [22]. Але використання більшості цих засобів обмежується визначенням похідних радіаційної ситуації відповідно до геометрії аварійного приміщення, миттєвих значень концентрацій у розливі та повітрі. Інгаляційний шлях опромінення персоналу та населення можна оцінювати лише в рамках наявної методологічної бази МАГАТЕ та МКРЗ [23], які на даний час не адаптовані для вирішення динамічних задач.

Серед провідних систем та програмних засобів оцінки радіаційного впливу на населення та навколишнє середовище виділимо наступні інструменти:

- система RODOS, яка включає модель RIMPUFF з 10-хвилинним кроком дискретизації та модель розрахунку доз FDMT [24];
- система ARGOS (СТ ADM) та аналогічного рівня система підтримки прийняття рішень (СППР) [25];
- прецезійні атмосферні моделі ближньої зони CFD [26], LES [27];
- спрощені гаусові підходи НП.306.173-2011 [28];
- програмний імовірнісний засіб NRC MACCS [29];
- RASCAL (INTERRAS), HOTSPOT (залповий викид) [30, 31].

Наведені комп'ютерні засоби успішно використовуються для прогнозування радіаційного впливу як у реальному часі, так і на етапі аварійного планування. В системи підтримки прийняття рішень RODOS та ARGOS інтегровані гаусові, лагранжеві та ейлерові моделі атмосферного переносу, що покривають розрахункові відстані від одиниць до тисяч

кілометрів. Суттєвим недоліком наведених засобів щодо їх застосування для моделювання аварій із розливом РРС є відсутність реальних можливостей комплексного моделювання та аналізу радіаційного впливу в ближній зоні (від десятків до сотен метрів). Дане обмеження не дозволяє враховувати ефект аеродинамічного затінення джерела викиду та ефектів атмосферної дисперсії, які характерні для умов нерівномірної висоти рельєфу в ближній зоні.

Отже, одним із провідних комплексів даного напрямку є СППР RODOS [24], яка вже з початку 90-х років підтримується та координується в рамках наукових програм Європейської комісії для вирішення задач ефективного реагування на радіаційні аварії та інциденти. З 2013 р. дана система успішно використовується на українських АЕС та в центрі Держатомрегулювання України під час проведення заходів з аварійного реагування на ядерні та радіаційні аварії. За допомогою системи РОДОС розроблено ряд математичних моделей та баз даних для проведення прогностичних оцінок наслідків можливих радіаційних аварій, планування оперативних та довгострокових контрзаходів щодо захисту населення. Система включає ряд атмосферних моделей, які забезпечують можливості щодо моделювання руху радіоактивної хмари та атмосферної дифузії у різних масштабах відносно джерела викиду.

У табл. 2 моделі атмосферного переносу впорядковано за пріоритетами для оцінювання радіаційного впливу на населення під час подій, що належать до аварій або інцидентів із розливом РРС. В процесі аналізу моделей перевага надавалася за трьома головними критеріями, характерними для коротких відстаней: роздільна здатність (мінімального розміру комірки розрахункової сітки), врахування ефектів аеродинамічного затінення джерела викиду на відстанях до 10 км, маневреність введення метеорологічних даних. Як найбільш прийнятний варіант за всіма критеріями обрано модель RIMPUFF.

Моделі локального переносу СППР RODOS оперують із декількома варіантами вводу початкових даних щодо джерела викиду. Більшість з них пов'язані з початковою активністю (кількість продуктів ділення) активної зони реактора АЕС. Проте для випадків, коли активність викиду визначається принципово іншими джерелами (наприклад, лісова пожежа у Чорнобильській зоні відчуження, ненавмисне переплавлення джерела іонізуючого випромінювання, викиди препаратів фармацевтичної сфери тощо), передбачена також можливість введення параметрів викиду за часовими інтервалами. Так, в останній версії системи RODOS Feb. 2017 можна вводити до 128 часових інтервалів.

З урахуванням роздільної здатності чисельних метеорологічних даних для моделі RIMPUFF мінімальний крок за часом, що співвідноситься

з чутливістю локальних моделей атмосферного переносу RODOS, складає 10 хв. Даний крок дозволяє провести прецизійний розрахунок викиду тривалістю до 21 год. У випадку введення стаціонарних метеорологічних полів (вручну) часовий крок для вхідних даних щодо джерела викиду потребує додаткових коригувань у відповідності до мінімального часового кроку метеорологічних даних.

Дослідження чутливості первинних результатів атмосферного розповсюдження, зокрема інтегральної концентрації радіонукліду в приземному шарі повітря, до загального пакету початкових даних системи RODOS підтверджує, що основною проблемою при моделюванні залишаються невизначеності у вихідних даних щодо джерела викиду [32]. До таких даних належать потужність джерела, хронологічні параметри, швидкість, температура, геометрична висота, радіонуклідний склад та фізико-хімічні форми викиду за часом. Для імпорту вихідних даних зовні або експорту до відповідного файлу система RODOS використовує xml-формат. Загальний вигляд вихідних даних у інтерфейсі користувача показано на рис. 2.

Таблиця 2. Атмосферні моделі СППР RODOS

Назва моделі	Тип моделі	Розрахункова відстань, км	Мінімальна роздільна здатність, м	Формат метеорологічних даних	Примітка
RIMPUFF (RIsø Mesoscale PUFF model)	Мезомасштабна лагранжева паф-модель	<800	50 × 50	Стаціонарні поля (вручну) / чисельні дані двійкового формату NetCDF	Враховуються початкові параметри дисперсії; відзначається стабільною роботою
LASAT (LAgrange Simulation of Aerosol Transport)	Комбінована лагранжева паф-модель та модель блукаючих часток	<800	50 × 50	Те саме	Використовується затверджена методика розрахунку доз опромінення
DIPCOT (DIsPersion over COmplex Terrain)	Те саме	<800	50 × 50	“ ”	Враховується нерівномірність рельєфу; не враховуються початкові параметри дисперсії
MATCH Mesoscale Atmospheric Transport and Chemistry	Мезомасштабна ейлерова модель дальнього переносу	Не обмежується	~38000 × 52000	Чисельні дані бінарного формату GRIB	Використовується для задач глобального переносу (переважно при значних викидах)

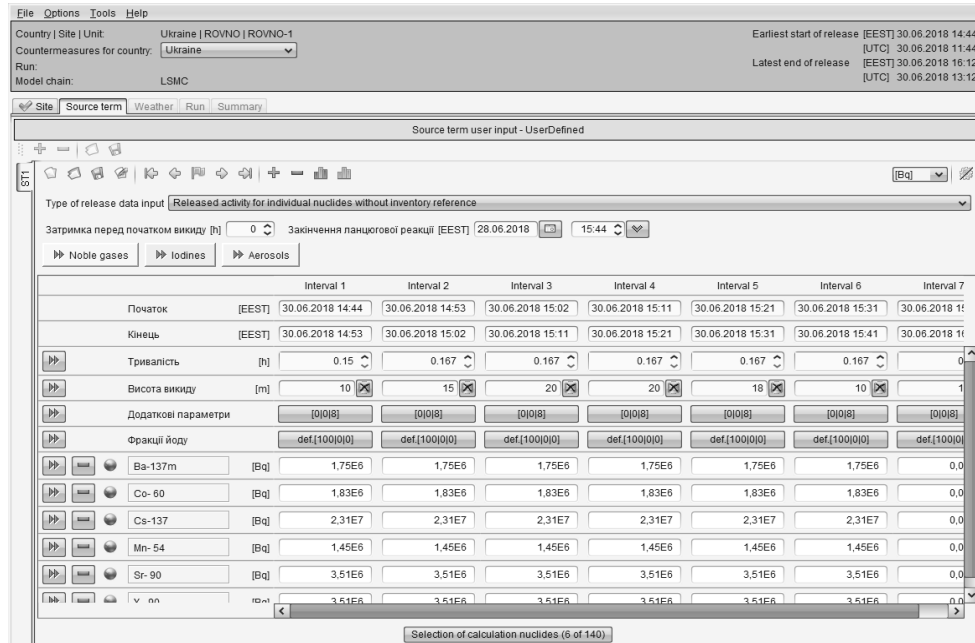


Рис. 2. Загальний вигляд вихідних даних у інтерфейсі RODOS-Lite

На прикладі використання СПІП RODOS обґрунтовано основні вимоги щодо вихідних даних з метою моделювання радіаційного впливу при аваріях із розливом РРС. Отже, можна стверджувати, що основною задачею моделювання параметрів джерела викиду є отримання множини масивів вихідних параметрів даного джерела в залежності від змінної часу за допомогою окремих аналітичних та (або) чисельних засобів.

За результатами проведених досліджень розроблено математичну модель характеристик джерела викиду, яка включає миттєву об'ємну концентрацію радіонуклідів у повітрі технологічного приміщення та потужності атмосферного викиду, що характеризують аварійні ситуації з розливом РРС [33, 34]:

$$\frac{dm_w}{dt} = -\beta_{sw} (p_{sw} - p_m) S - G_d,$$

$$\frac{dm_a}{dt} = \beta_{sw} (p_{sw} - p_m) S - G_V \frac{m_a}{V},$$

$$\frac{dm_q}{dt} = G_V \frac{m_a}{V} (1 - \psi),$$

$$\frac{dT_w}{dt} = -\frac{r_w \beta_{sw} (p_{sw} - p_m) S + kF (T_w - T_f)}{c_p m_w},$$

де m_a – маса пароаерозольної суміші у повітрі приміщення, кг; G_d — масова витрата дренажу пролітої рідини, кг/с; V — повітряний об'єм приміщення, м³; G_V — об'ємна витрата вентиляційної системи, м³/с; ψ — коефіцієнт фільтрації на аерозольних фільтрах; m_q — маса викиду пароаерозольної суміші в атмосферу, кг.

Для розв'язання даної системи чисельними методами адаптовано засоби середовища MathCad, які надають можливості для отримання в матричному вигляді значень миттєвої об'ємної концентрації радіонуклідів у повітрі технологічного приміщення та потужності атмосферного викиду для певного ізотопного складу і хімічних характеристик радіоактивного розчину. Таким способом можна одержати вихідні дані, що характеризують джерело викиду для досліджуваних інцидентів.

Висновки

Результати аналізу існуючих галузевих та загальногалузевих комп'ютерних засобів засвідчили, що сучасні засоби моделювання мають суттєві недоліки, які обмежують застосування цих засобів для кількісної оцінки джерела викиду при розливах РРС.

Аналіз атмосферних моделей розповсюдження радіоактивного викиду, реалізованих у СППР RODOS, дозволив визначити та обґрунтувати основні вимоги до повноти та формату вихідних даних для вирішення задач моделювання радіаційного впливу при аваріях із розливом РРС.

За допомогою запропонованої та реалізованої математичної моделі формування радіоактивного викиду при подібних аваріях можна обчислити миттєву об'ємну концентрацію радіонуклідів у повітрі технологічного приміщення та потужності атмосферного викиду, що характеризують аварійні ситуації з розливом РРС.

СПИСОК ВИКОРИСТАНОЇ ЛІТЕРАТУРИ

1. Норми радіаційної безпеки України (НРБУ-97). Затверджено МОЗ Наказом №208 від 14 липня 1997р.
2. IAEA-TECDOC-1200 Applications of probabilistic safety assessment (PSA) for nuclear power plants. IAEA, Vienna, 2006, 104 p.
3. IAEA-TECDOC-1511 Determining the quality of probabilistic safety assessment (PSA) for applications in nuclear power plants, IAEA, Vienna, 2006, 178 p.
4. Норми радіаційної безпеки України, доповнення: Радіаційний захист від джерел потенційного опромінення (НРБУ-97/Д-2000). Затверджено МОЗ Наказом №116 від 12 липня 2000 р.
5. The radiochemistry of nuclear power plants with light water reactors/ Karl-Heinz Neeb, Handbook – Berlin: New York, 1997, 725 p.
6. Отчет по анализу безопасности. Анализ проектных аварий. Ровенская АЭС, 2017.

7. Звіт з аналізу безпеки. Дослідницький реактор ВВР-М. Інститут ядерних досліджень НАН України, Київ, 2016.
8. INES-2008 Международная шкала ядерных и радиологических событий. МАГАТЭ, Вена, 2010. 250 с.
9. Кириленко Ю.О., Каменева І.П. Проблема оцінювання радіаційного впливу при аваріях із розливом рідких радіоактивних середовищ // Моделювання та інформаційні технології, 2018, вип. 82, с. 52—64.
10. National Nuclear Energy Archive LAKA. Source is available. <https://www.laka.org/docu/ines/event/>
11. Анализ инцидента 22 сентября 2009 г. с незакрытием импульсно-предохранительного устройства компенсатора давления на энергоблоке № 3 ОП "Ривненская АЭС". Режим доступа: http://www.ispnpp.kiev.ua/wp-content/uploads/2017/2011_15/c51.pdf
12. Повідомлення ДП «НАЕК «Енергоатом» щодо відхилення в роботі ХАЕС від 28.08.2015. Відкритий доступ: <http://www.energoatom.kiev.ua/>
13. Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards. GSR Part 3. Interim edition. Vienna: International Atomic Energy Agency, 2014, 471 p.
14. MELCOR Computer Code Manuals Vol. 1: Primer and Users' Guide Version SAND2017-0455, 2017, 1170 p.
15. Modular Accident Analysis Program (МААР). Режим доступа <https://www.fauske.com/nuclear/maap-modular-accident-analysis-program>
16. Code Manual for CONTAIN 2.0: A Computer Code for Nuclear Reactor Containment Analysis. NUREG/CR-6533 SAND97-1735, SNL, 1997, 960 p.
17. Sandia National Labs. Режим доступа <https://www.sandia.gov/>
18. ANSYS. Режим доступа <https://www.ansys.com/>
19. OpenFOAM. Режим доступа <https://www.openfoam.com/>
20. SolidWorks. Режим доступа <https://www.solidworks.com/>
21. Розпорядження ДП «НАЕК «Енергоатом» №526-р від 03.06.2016 щодо введення в дію переліку розрахункових кодів станом на 01.06.2016. Режим доступа: http://energoatom.com.ua/uploads/others/0.06.555-18-IV_11.01.2019.pdf
22. Кириленко Ю.О., Каменева І.П. Комп'ютерні засоби моделювання наслідків радіаційних аварій та порушень нормальної експлуатації АЕС // Моделювання та інформаційні технології, 2018, вип. 84, с. 79—87.
23. Annals of the International Commission on Radiological Protection (ICRP). Pub. №119, ICRP. Compendium of Dose Coefficients based on ICRP Publication 60. ICRP Publication 119. Ann. ICRP 41(Suppl.), 2012, 132 p.
24. Thykier-Nielsen S., Deme S., Mikkelsen T. Description of the Atmospheric Dispersion Module RIMPUFF. RODOS(WG2)-TN(98)-02, 1999, 58 p.
25. Hoe S., McGinnity P., Charnock T., Gering F. et al. ARGOS Decision Support System for Emergency Management. In Proceedings Argentine Radiation Protection Society, 2019, 11 p.
26. Deside K. Chibwe, Guven Akdogan, Chris Aldrich, Rauf H. Eric. Chemical Product and Process Modeling CFD Modelling of Global Mixing Parameters in a Peirce-Smith Converter with Comparison to Physical Modelling CFD Modelling of Global Mixing Parameters in a Peirce-Smith Converter with Comparison to Physical Modelling // Chemical Product and Process Modeling 6(1), 2011, pp. 1–18.
27. Meneveau C., Katz J. Scale-Invariance and Turbulence Models for Large-Eddy Simulation // Annu. Rev. Fluid Mech. 32 (1), 2000, pp. 1–32.
28. НП.306.2.173-2011 Про затвердження Вимог щодо визначення розмірів і меж зони спостереження атомної електричної станції. Режим доступа: <https://zakon.rada.gov.ua/go/z1343-11>

29. NUREG/CR--4691-Vol. 3. MELCOR Accident Consequence Code System (MACCS), SNL, 1990, 340 p. Режим доступу: <https://www.osti.gov/servlets/purl/7038439/>
30. NUREG-1940. RASCAL 4: Description of Models and Methods. US NRC. Office of Nuclear Security and Incident Response, 2012, 225 p.
31. Homann S., Aluzzi F. HotSpot. Health Physics Codes. Version 3.0. User's Guide/ LLNL-SM-636474, 2014, 198 p.
32. Каменева І.П., Кириленко Ю.О. Підготовка вихідних даних для задач моделювання радіаційного впливу при аваріях із розливом рідких радіоактивних середовищ // Матеріали Міжнародної конференції "Моделювання 2018". Київ: ППМЕ ім. Г.Є. Пухова НАН України, 2018, с. 162—165.
33. Каменева І.П., Кириленко Ю.О. Математичне моделювання джерела викиду при аваріях із розливом рідких радіоактивних середовищ // 36. тез XXXVII науково-технічної конференції молодих вчених та спеціалістів Інституту проблем моделювання в енергетиці ім. Г.Є. Пухова НАН України, 15 травня 2019 р. Київ: ППМЕ ім. Г.Є. Пухова НАН України, 2019, с. 19—25.
34. Kyrylenko Y., Kameneva I., Popov O., et al. Source Term Modelling for Event with Liquid Radioactive Materials Spill. Collective monograph "Systems, Decision and Control in Energy I". Springer, 2020. Doi: 10.1007/978-3-030-48583-2

Отримано 21.05.2020

REFERENCES

1. Ministry of Health. (1997), Radiation safety standards of Ukraine (RSSU-97). Approved by the Ministry of Health by Order №208 of July 14, Ukraine.
2. (2006), IAEA-TECDOC-1200 Applications of probabilistic safety assessment (PSA) for nuclear power plants, IAEA, Vienna.
3. (2006), IAEA-TECDOC-1511 Determining the quality of probabilistic safety assessment (PSA) for applications in nuclear power plants, IAEA, Vienna.
4. Ministry of Health. (2000), Radiation safety standards of Ukraine, additions: Radiation protection from potential radiation sources (RSSU-97 / A-2000). Approved by the Ministry of Health by Order № 116 of July 12, Ukraine.
5. Neeb, K-H. (1997), The radiochemistry of nuclear power plants with light water reactors, Handbook - Berlin, New York, USA.
6. (2017), Security analysis report. Analysis of design basis accidents, Rivne NPP.
7. (2016), Security analysis report. Research reactor VVR-M, Institute for Nuclear Research of the National Academy of Sciences of Ukraine, Kyiv, Ukraine.
8. (2010), INES-2008 International scale of nuclear and radiological events, IAEA, Vienna.
9. Kyrylenko, Yu.O. and Kameneva, I.P. (2018), The problem of assessment of radial inundation in case of accidents and bottling of radioactive mediums, *Modelyuvannya ta informatsiyini tekhnolohiyi*, no. 82. pp. 52-64.
10. "National Nuclear Energy Archive LAKA", available at: <https://www.laka.org/docu/ines/event/> (accessed July 13, 2020)
11. (2017), Analysis of the incident on September 22, 2009 with non-closing of the impulse-safety device of the pressure compensator at the power unit № 3, the Rivne NPP, available at: http://www.ispnpp.kiev.ua/wp-content/uploads/2017/2011_15/c51.pdf (accessed July 13, 2020).
12. (2015), Notification of NNEGEC Energoatom regarding the deviation in the operation of KhNPP, available at: <http://www.energoatom.kiev.ua/> (accessed July, 2020).
13. (2014), Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards. GSR Part 3 - Interim edition, International Atomic Energy Agency.

14. (2017), Computer Code Manuals Vol. 1: Primer and Users' Guide, MELCOR.
15. "Modular Accident Analysis Program", available at: <https://www.fauske.com/nuclear/maap-modular-accident-analysis-program> (accessed July 13, 2020).
16. (1997), Code Manual for CONTAIN 2.0: A Computer Code for Nuclear Reactor Containment Analysis.
17. "Sandia National Labs", available at: <https://www.sandia.gov/> (accessed July 13, 2020).
18. "ANSYS", available at: <https://www.ansys.com/> (accessed July 13, 2020).
19. "OpenFOAM", available at: <https://www.openfoam.com/> (accessed July 13, 2020).
20. "SolidWorks", available at: <https://www.solidworks.com/> (accessed July 13, 2020).
21. (2016), Order of NNEGC Energoatom №526-r regarding the entry into force of the list of settlement codes, available at: http://energoatom.com.ua/uploads/others/0.06.555-18-IV_11.01.2019.pdf
22. Kyrylenko, Yu.O. and Kameneva, I.P. (2018), "Computer tools for modeling the consequences of radiation accidents and violations of normal operation of nuclear power plants", *Modelyuvannya ta informatsiyni tekhnolohiyi*. Vol. 84, pp. 79-87.
23. "Annals of the International Commission on Radiological Protection (ICRP)", ICRP, *Compendium of Dose Coefficients based on ICRP*, no. 119.
24. Thykier-Nielsen, S., Deme, S. and Mikkelsen, T. (1999), Description of the Atmospheric Dispersion Module RIMPUFF, RODOS(WG2)-TN(98)-02.
25. Hoe, S., McGinnity, P., Charnock, T., Gering, F., Schou Jacobsen, L.H. and Havskov Srensen, J. (2019) "ARGOS Decision Support System for Emergency Management", *the Proceedings of the Argentine Radiation Protection Society*.
26. Chibwe, D.K., Guven, A., Chris, A. and Rauf, H. Eric. (2011), "Chemical Product and Process Modeling CFD Modelling of Global Mixing Parameters in a Peirce-Smith Converter with Comparison to Physical Modelling CFD Modelling of Global Mixing Parameters in a Peirce-Smith Converter with Comparison to Physical Modelling", *Chemical Product and Process Modeling*, Vol. 6, no. 1, pp. 1-18.
27. Meneveau, C. and Katz, J. (2000), "Scale-Invariance and Turbulence Models for Large-Eddy Simulation", *Annu. Rev. Fluid Mech.*, Vol. 32, no. 1, pp. 1-32.
28. "NP.306.2.173-2011 On approval of the Requirements for determining the size and boundaries of the observation zone of a nuclear power plant", available at: <https://zakon.rada.gov.ua/go/z1343-11> (July 13, 2020).
29. (1990), "Accident Consequence Code System (ACCS)", *MELCOR*, Vol. 3, available at: <https://www.osti.gov/servlets/purl/7038439/> (accessed July 13, 2020).
30. (2012), Description of Models and Methods. US NRC, Office of Nuclear Security and Incident Response.
31. Homann, S. and Aluzzi, F. (2014), "HotSpot. Health Physics Codes. Version 3.0. User's Guide", *LLNL-SM-636474*.
32. Kameneva, I.P. and Kyrylenko, Yu.O. (2018), "Preparation of initial data for problems of modeling of radiation influence at accidents with spill of liquid radioactive environments", *the Proceeding of the International conference "Modeling 2018"*, pp. 162-165.
33. Kameneva, I.P. and Kyrylenko, Yu.O. (2019), "Mathematical modeling of the emission source in accidents with spillage of liquid radioactive media", *the Proceeding of the XXXVII scientific and technical conference of young scientists and specialists of the Pukhov Institute for Modeling in Energy Engineering of the National Academy of Sciences of Ukraine*, Kyiv, May 15, 2019, pp. 19-25.
34. Kyrylenko, Y., Kameneva, I., Popov, O., Iatsyshyn, A., Artemchuk, V. and Kovach, V. (2020), Source Term Modelling for Event with Liquid Radioactive Materials Spill. Collective monograph "Systems, Decision and Control in Energy I", Springer. DOI: 10.1007/978-3-030-48583-2.

Received 21.05.2020

*Ю.А. Кириленко, И.П. Каменева, А.В. Яцишин,
А.А. Попов, В.А. Артемчук, В.Е. Ковач*

АНАЛИЗ СРЕДСТВ МОДЕЛИРОВАНИЯ
ПОСЛЕДСТВИЙ РАДИАЦИОННЫХ АВАРИЙ И ИНЦИДЕНТОВ
С РАЗЛИВОМ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ СРЕД

Исследована проблема моделирования радиационного воздействия на персонал, население и окружающую среду при авариях и событиях с разливом жидких радиоактивных сред (ЖРС), включая процесс испарения радиоактивных веществ, транспорт радионуклидов в пределах аварийного помещения, динамику атмосферного выброса и влияние загрязнения на определенные категории населения. Проведен анализ математических и программных средств моделирования последствий радиационных аварий и инцидентов с разливом ЖРС, среди которых особого внимания заслуживает система принятия решений RODOS. Разработана математическая модель характеристик источника выброса, которая включает мгновенную объемную концентрацию радионуклидов в воздухе технологического помещения и мощности атмосферного выброса, характеризующие аварийные ситуации с разливом ЖРС. Предложено усовершенствовать процесс подготовки данных для моделирования радиационных аварий с учетом разлива жидкостей с целью дальнейшей интеграции разработанных средств в систему принятия решений RODOS.

К л ю ч е в ы е с л о в а: радиационные аварии, источник выброса, жидкие радиоактивные вещества, система RODOS.

*Yu. O. Kyrylenko, I. P. Kameneva, A. V. Iatsyshyn,
A. O. Popov, V. A. Artemchuk, V. E. Kovach*

ANALYSIS OF CONSEQUENCES MODELING TOOLS
OF RADIATION ACCIDENTS AND INCIDENTS WITH SPILLS
OF LIQUID RADIOACTIVE SUBSTANCES

Paper describes the problem of modeling radiation impact on personnel, population, and the environment in accidents and incidents with spillage of liquid radioactive media (LRM), which includes the process of evaporation of radioactive substances, transport of radionuclides within the emergency room, the dynamics of air emissions and the impact of pollution on certain categories. Shows the analysis of mathematical and software tools for modeling the consequences of radiation accidents and incidents with the spill of LRM among which the RODOS decision-making system deserves special attention. Developed the mathematical model of emission source characteristics, which includes the instantaneous volume concentration of radionuclides in the air of the process room and the atmospheric emission power, which characterize the emergency situations with the LRM spill. Proposed to improve the process of data preparation for modeling radiation accidents taking into account the spillage of LRM in order to further integrate the developed tools into the decision-making system of RODOS.

K e y w o r d s: radiation accidents, emission source, liquid radioactive substances, RODOS system.

КИРИЛЕНКО Юрій Олександрович, аспірант Інституту проблем моделювання в енергетиці ім. Г.Є. Пухова НАН України. У 2016 р. закінчив Національний технічний університет України «Київський політехнічний інститут». Область наукових досліджень — математичне моделювання екологічних процесів, екологічний моніторинг техногенних об'єктів, інформаційні технології.

КАМЕНЕВА Ірина Петрівна, канд. техн. наук, ст. наук. співр. Інституту проблем моделювання в енергетиці ім. Г.Є. Пухова НАН України. У 1976 р. закінчила Київський державний університет ім. Тараса Шевченка. Область наукових досліджень — аналіз даних і математичне моделювання в екології.

ЯЦИШИН Андрій Васильович, д-р техн. наук, в.о. пров. наук. співр. Інституту проблем моделювання в енергетиці ім. Г.Є. Пухова НАН України. У 2002 р. закінчив Київський національний університет ім. Т.Г. Шевченка. Область наукових досліджень — математичне моделювання екологічних процесів, екологічний моніторинг техногенних об'єктів, інформаційні технології.

ПОПОВ Олександр Олександрович, д-р техн. наук, ст. наук. співр., пров. наук. співр., наук. співр. Інституту проблем моделювання в енергетиці ім. Г.Є. Пухова НАН України. У 2004 р. закінчив Житомирський державний технологічний університет. Область наукових досліджень — математичне моделювання забруднення довкілля, вирішення актуальних задач цивільного захисту території, навколишнього природного середовища та населення.

АРТЕМЧУК Володимир Олександрович, канд. техн. наук, ст. наук. співр. Інституту проблем моделювання в енергетиці ім. Г.Є. Пухова НАН України. У 2008 р. закінчив Житомирський державний технологічний університет. Область наукових досліджень — математичне моделювання та чисельні методи, інформаційні технології.

КОВАЧ Валерія Омелянівна, канд. техн. наук, заст. директора Навчально-наукового інституту неперервної освіти Національного авіаційного університету. У 2011 р. Закінчила Національний авіаційний університет. Область наукових досліджень — впровадження наукових засад освіти впродовж життя, державні механізми управління ринком праці.