ОЦІНКА РАДІОЛОГІЧНИХ НАСЛІДКІВ ПОДІЙ ІЗ РОЗЛИВОМ РІДКИХ РАДІОАКТИВНИХ СЕРЕДОВИЩ В КОНТЕКСТІ АНАЛІЗУ БЕЗПЕКИ АЕС

Ю.О. Кириленко¹, І.П. Каменева¹, О.О. Попов^{2,1}, А.В. Яцишин^{2,1}, В.О. Артемчук^{1,2}

¹ Інститут проблем моделювання в енергетиці ім. Г.Є. Пухова НАН України, Київ

² ДУ «Інститут геохімії і навколишнього середовища НАН України», Київ

ІПМЕ ім. Г.Є. Пухова НАН України, Київ, 15 травня 2020

1 Актуальність

На сьогодні в Україні головним напрямом теорії та практики забезпечення безпечної експлуатації АЕС є вирішення комплексних питань щодо мінімізації рівня ризику. При цьому, застосування програмних засобів оцінки наслідків аварійних викидів з радіаційно небезпечних об'єктів сприяє вирішенню наступних питань:

□мінімізація радіаційного впливу на населення, персонал та навколишнє середовище;

аналіз порушень нормальної експлуатації, проектних та пізніх фаз запроектних аварій АЕС;
 розробка імовірнісного аналізу безпеки 3-го рівня;

аварійне реагування на радіаційні аварії у реальному часі.

За результатами проведення імовірнісного аналізу безпеки 1-го та 2-го рівнів для енергоблоків АЕС України та введення вимог НРБУ-97/Д-2000 щодо потенційного опромінення населення з'явилась потреба у більш реалістичному та прецизійному моделюванні таких подій на АЕС як порушення нормальної експлуатації (події, частота реалізації яких може перевищити 1 на 100 років). До таких подій віднесено аварії із розливом рідких радіоактивних середовищ (РРС).

ІНСТИТУТ ПРОБЛЕМ МОДЕЛЮВАННЯ В ЕНЕРГЕТИЦІ ІМ. Г.Є. ПУХОВА НАН УКРАЇНИ, м Київ, 15 травня 2020

2 Перелік подій та критерії прийнятності

В рамках оцінки порушень нормальної експлуатації із розливом РРС на АЕС України в загальному випадку можна виділити наступні можливі події:

- 1) пошкодження ємності високоактивних сорбентів у приміщенні зберігання рідких відходів;
- 2) розущільнення випарного апарата установки з переробки трапних вод у приміщенні спецкорпусу;
- розущільнення випарного апарата з переробки брудного конденсата з виходом середовища в приміщення спецкорпусу;
- 4) пошкодження баку брудного конденсату з виходом середовища в приміщення спецкорпусу;
- 5) пошкодження трапного баку з виходом середовища в приміщення спецкорпусу або зберігання рідких відходів;
- пошкодження ємності кубового залишку з виходом середовища в приміщення спецкорпусу.

40 мкЗв/рік з урахуванням всіх шляхів опромінення (за межами санітарно-захисної зони АЕС)

[НРБУ-97, НРБУ-97 /Д-2000]

ІНСТИТУТ ПРОБЛЕМ МОДЕЛЮВАННЯ В ЕНЕРГЕТИЦІ ІМ. Г.Є. ПУХОВА НАН УКРАЇНИ, м Київ, 15 травня 2020

3 Задачі дослідження

З метою підвищення безпеки підприємств та організацій, на яких присутній ризик розливу РРС було виділено наступні задачі

- ✓ на прикладі зарубіжного та вітчизняного досвіду, актуальних результатів імовірнісного аналізу безпеки для АЕС України виділити можливі сценарії перебігу аварійних процесів;
- ✓ визначити загальні умови та характеристики атмосферного викиду, особливості стратегій ліквідації наслідків, та зменшення шкідливого впливу при подібних аваріях;
- ✓ з метою оцінки рівнів радіоактивного забруднення на об'єкті та кількісних характеристик викиду в оточуюче середовище розробити цілісну математичну модель транспорту радіоактивних речовин у аварійних приміщеннях;
- інтегрувати розроблену модель до існуючого програмного інструментарію щодо оцінки доз опромінення персоналу та населення, забруднення навколишнього середовища;
- ✓ на прикладі ряду демонстраційних розрахунків за репрезентативними аварійними сценаріями та на реальній ситуації провести верифікацію та валідацію розробки

4 Ic	нуючі засо	би формування викиду
Група	Представники	Недоліки
Галузеві інтегральні розрахункові продукти	 MELCOR MAAP CONTAIN ATHLET RELAP 	 не враховано процесу радіоактивного розпаду дозоутворюючих радіонуклідів та відсутній опис поведінки продуктів активації неадекватність отриманих результатів та великі невизначеності при моделюванні середніх та пізніх фаз аварії (в умовах квазі-стаціонарного термодинамічного балансу) або при розливі РРС із температурами, що є близькими до температур повітряної фази відсутність опису динаміки випаровування радіоактивних речовин з вільних поверхонь рідин, нехтування термо- та гідро- динамічними процесами у прикордонному шарі як рідкої так і повітряної фази.
	> GALE	• суттєво асоційовані із американською нормативною
	> NUREG/CR-6410	базою та зарубіжними установками
	➢ NUREG-0800	 не дозволяють отримати більшість динамічних параметрів, необхідних для комплексного аналізу радіаційного впливу
Загальногалузе	> ANSYS (FLUENT,	• відсутність моделей, що описують транспорт
ві програмні	CFX)	багатокомпонентних радіоактивних повітряних сумішей
продукти	> OpenFOAM	(застосовуються опосередковано)
	SolidWorks	

5 Попередні дослідження

Сучасні оцінки щодо розподілу радіонуклідів в системі «рідина-пара» базуються на результатах дослідженнях (модельних та експериментальних даних) в контексті нормальної експлуатації, що зведені в стандартах та керівництвах регулюючого органу США NRC кінця 20 сторіччя та використовуються до сьогодні

- NUREG-0016 «Calculation of Releases of Radioactive Materials in Gaseous and Liquid Effluents from Boiling Water Reactors», 1979
- NUREG-0017 «Calculation of Releases of Radioactive Materials in Gaseous and Liquid Effluents from Pressurized Water Reactors», 1985
- ANSI/ANS-18.1-1999, "Radioactive Source Term for Normal Operation of Light Water Reactors"
- ANSI/ANS-18.1-2016 American National Standard «Radioactive Source Term for Normal Operation of Light Water Reactors»

ІНСТИТУТ ПРОБЛЕМ МОДЕЛЮВАННЯ В ЕНЕРГЕТИЦІ ІМ. Г.Є. ПУХОВА НАН УКРАЇНИ, М

6 Останні роботи за напрямком

Серед останніх досліджень у напрямку визначення інтенсивності випаровування з відкритих поверхонь рідин можна виділити:

- Poos T, Varju E. Determination of evaporation rate at free water surface, 8th International Symposium on Exploitation of Renewable Energy Sources, p. 66-71 2016
- Zilberman B. Ya., Ryabkov D. V., Puzikov E. A., Andreeva E. V. and Mishina N. E. Influence of Pressure (Temperature) on the Nitric Acid Distribution between the Liquid and Vapor in the Course of Evaporation of Nitric Acid Radioactive Waste / Radiochemistry, 2016, Vol. 58, No. 3, pp. 237–242, 2016
- M. Orvos, V. Szabo, and T. Poos Rate of Evaporation from the Free Surface of a Heated Liquid, Journal of Applied Mechanics and Technical Physics, Vol. 57, No. 6, pp. 1108–1117, 2016

• Lukashov V., S. Romanko, S. Timofeev, Protsenko A. Rate of Components HEWAPORATION from Sulfurice Acid Solution During Its Concentrating in Air Flow / KurChemistry & Chemical Technology, Vol. 11, No. 3, pp. 344–348, 2017

7 Аналіз досвіду подій



Фотоматеріали інциденту з розливом радіоактивного дезактиваційного розчину на Ігналінській АЕС (Литва), жовтень 2010: вид на трубопровід, що зазнав розриву, загальний вид на частину розливу Проаналізовано 30 аварій та інцидентів на підприємствах атомної галузі за останні 65 років: 26 аварій на зарубіжних об'єктах та 4 на АЕС України. В ході аналізу виділено **основні джерела впливу в наслідок розливу**

- ✓ теплоносія першого контуру реакторних установок,
- ✓ рідких радіоактивних відходів,
- ✓ відпрацьованих дезактиваційних розчинів,
- ✓ високоактивних розчинів урану та плутонію,
- рідкого сповільнювача на важководних реакторах;
- ✓ вмісту відстійників радіофарм-установ;
- ✓ продуктивних розчинів на урановидобувних
 та уранопереробних об'єктах

ІНСТИТУТУ ПРОБЛЕМ МОДЕЛЮВАННЯ В ЕНЕРГЕТИЦІ ІМ. Г.Є. НУХОВА НАН УКРАЇНИ, Об'єктах

м Київ, 15 травня 2020

8 Аналіз досвіду подій

з/п	Дата	Місце	шкалою INES	Опис події
1	Грудень 1952	Канада, дослідницький peaктоp «NRX»	5	Часткове розплавлення активної зони, витік 4 тисяч кубометрів радіоактивної води загальною активністю близько 10 000 Ku [13]
2	Червень 1973	США, Атомний комплекс «Ханфорд»	3	Витік 115 тис. галонів (більш ніж 430 кубометрів) радіоактивної рідини із контейнера з радіоактивними відходами [14]
3	Травень 1984	СРСР, Калінінська АЕС	N/A	Падіння тиску у реакторі, витік 200 м ³ радіоактивної води. [15, 16]
4	Серпень 1984	СРСР, ядерний комплекс «Маяк».	N/A	Витік радіоактивної води з першого контуру першого енергоблоку, опромінення 13 працівників об'єкта [16, 17]
5	Грудень 1987	Німеччина, АЕС «Бібліс-А»	1	У результаті помилки персоналу відбувся витік теплоносія першого контуру системи охолодження [15,17]
6	Лютий 1991	Японія, АЕС «Міхама»	2	У результаті пошкодження трубопроводу відбувся вихід радіоактивної води та радіоактивної пари за межі системи охолодження реактора 2-го енергоблока AEC [15, 17]
7	Березень 1991	Індія, АЕС KALPAKKAM-1	1	Збільшення концентрації ³ Н у повітрі технологічного приміщення внаслідок розливу важкої води [17]
8	Травень 1991	Словаччина, АЕС Богунице (1-й енергоблок)	3	У результаті помилки персоналу відбувся розлив 100 л високоактивного розчину із баку зберігання на підлогу реакторного відділення. Сумарна активністю викиду склала ~10 ¹¹ Бк [17]
9	Серпень 1992	Чехія, АЕС Дуковани (1-й енергоблок)	1	В результаті помилки персоналу відбувся розлив радіоактивної борованої води у об'ємі 1,6 м ³ з питомою активністю 7,83Е-3 Бк/л [17].
10	Вересень 1992	Росія Кольська АЕС (3-й енергоблок),	0	Розлив 400 м ³ води з питомою активністю 2E-5 Кu/л, що призвів до збільшення потужності дози у аварійному приміщенні до 3 мкР/с та щільності забруднення відкритих поверхонь 2E+3 β- часток/(см ^{2*} хв) [17]
11	Грудень 1992	Росія, Білоярська АЕС	2	Витік 15 кубометрів рідких радіоактивних відходів загальною активністю 6 Ки [15, 17]
12	Серпень 1993	США, АЕС «Браунс Феррі»	N/A	Руйнування трубопроводу в результаті корозії та витік радіоактивного теплоносія [15, 17]
13	Травень 1994	Росія, Ядерний комплекс «Маяк»	N/A	Викид радіоактивних речовин через вентиляційну систему в результаті розливу радіоактивної рідини [17]
14	Травень 1995	Канада, АЕС в Брюсе	N/A	В результаті аварії було втрачено більше ніж 60 т важкої води. Протягом 3 днів в атмосферу виділявся тритій [17]
15	Січень 1996	Індія, Калпакам (енергоблок №1)	0	Розлив важкої води в межах технологічних приміщень реакторної установки. Успішне дренування води розливу [17]
16	Травень 1996	Болгарія, АЕС Козлодуй, KOZLODUY- 3	1	В результаті витоку радіоактивної води із технологічного трубопроводу спецкорпусу №. 2 близько 8 м ² стіни будівлі та близько 6 м ² поверхні землі було забруднено. Витік відбувся під час операцій з очищення трубопроводу. Максимальна

						потужністя	ь дози в місті локалізації γ-		
17	Червень 1999	ĸ	Росія, Ядерні омплекс «Ма	ый лю»	N/A	Протічка ј корозійні т [16]	радіоактивної охолоджуючої води через гріщини у технологічному трубопроводі		
18	Квітень 2000	Ін	дія, AEC Hap NARORA-2	oopa, ?	1	Опромінен парами ³ Н системи перевищи	ня 2 представників персоналу (інгаляція) в результаті витоку 7 м ³ важкої води із сповільнювача. Дози опромінення не ни відповідних національних норм [17].		
19	Листопад 2000	Poci «I	я, завод ФГУ Ірикладна хи	ПРНЦ імія»	2	Розлив 71 території з	м ³ рідких радіоактивних відходів на заводу [18]		
20	Квітень 2004	H	Чімеччина, А «Філіппсбург	EC -1»	-	Скид рад планової г	іюактивної води під час проведення перевірки [15]		
21	Грудень 2004	Чесь	ка Республік «Темелін»	a, AEC	0	У результа близько 2 активністи поверхонь успішно л трапів [17,	аті аварії на територію станції пролилося 10 м ³ радіоактивної води із птиомою 10 1E6-1E5 Бк/л. Радіоактивне забруднення о стін приміщення ~8 Бк/см ² . Розлив був 10калізований з використання системи 19]		
22	Квітень 2005	Вел	икобританія «Селафілд»	, AEC	3	Розлив в розчину на 17]	зисокозбагаченого урано-плутонієвого а підлогу технологічного приміщення [15-		
23	Березень 2006	СІ	ША, Эрвін, за напрацюван дерного палі	вод з ня ива	N/A	На заводі відбувся витік 35 л високозбагаченого розчину урану. У результаті аварії більше сотні осіб отримали дозу опромінення, яка в середньому у 5 разів перевищила річну норму відповідно до			
24	Жовтень 2010	Лити	за, Ігналінсья	a AEC	N/A	Розлив ~3 розчину, перманган	00 т радіоактивного дезактиваційного що містив 1% азотної кислоти та нату калію [20.21]		
25	Жовтень 2011	№ з/п	Дата		Місце	Рівень за шкалою INES	Опис подй		
26	Серпень 2017	1	Грудень 1995	Южно-	Україна, українська АЕ	C 1	Виток радіоактивної рідини із технологічног трубопроводу. У результаті була забруднен територія площею 30 м ² [17]		
		2	Лютий 2002	Хмел	Україна, іьницька АЕС	1	У результаті помилки оперативного персонал залишився відкритим клапан емності басейн перезавантаження палива. У результатівода басейн з активністю 2,84E-6 Ки/л почала надходити д реакторного відділення. Об'єм розливу сягнув 3 м [17]		
		3	Вересень 2009	Ріві	Україна, ненська АЕС	0	Внаслідок непосадки імпульсно-запобіжног пристрою компенсатора тиску (ІЗП КТ), на підлог приміщення ГО відбувся розлив теплоносія першог контуру РУ [23]		
		4	Серпень 2015	Хмел	Україна, іьницька АЕС	0	Розлив теплоносія першого контуру в межа: технологічних приміщень ГО [24]		

9 Результати аналізу подій

В результаті аналізу виділено наступні <u>фактори, що мають значний вплив</u> на опис фізичних процесів для подальшого моделювання:

> можливі джерела викиду, спектр хімічного та ізотопного складу РРС;

> температури РРС, що задіяні у тепло- та масообмінних процесах;

≻ критичний шлях та критична група опромінення;

≻особливості роботи дренажних, фільтруючих та інших локалізуючих засобів;

> потенційні масштаби та ступені радіоактивного забруднення;

характерні умови транспорту радіоактивних речовин у замкненому приміщенні та за його межами.

10 Математична модель формування викиду





де m_w – маса пролитої радіоактивної рідини, кг; β_{sw} (T_{sw},w) – коефіцієнт масовіддачі (нормований для атмосферного тиску), кг·Па⁻¹·м⁻²·с⁻¹ ;

p_{sw} (T_{sw}), p_m(T_m) – тиски насичення РРС при температурі приповерхневого шару випаровування T_{sw} та температурі припливного повітря T_m відповідно, Па;

 $T_{sw} = f(T_w, w) - температура приповерхневого шару рідини, К$

S – площа відкритої поверхні випаровування рідини, м²;

F – площа контактної поверхні «рідина – облицювання з температурою T_f», м²;

m_a – маса пароаерозольної складової у повітрі приміщення (за умови ненасичення), кг;

G_d – масова витрата дренажу пролитої рідини, кг⋅с-1;

V – повітряний об'єм приміщення, м³;

G_V – об'ємна витрата вентиляційної системи м³·с⁻¹;

k – коефіцієнт тепловіддачі (рідина – облицювання з температурою Т_f), Вт⋅м⁻²⋅K⁻¹

r_w(T_w) – питома теплота пароутворення, Дж⋅кг⁻¹

с_р(T_w) – питома ізобарна теплоємність рідкої фази, Дж·кг⁻¹·К⁻¹

ψ – коефіцієнт фільтрації на фільтрах;

ІНСТИТУТ ПРОБЛЕМ МОДЕЛЮВАННЯ В ЕНЕРГЕТИЦІ ІМ. Г.Є. ПУХОВМ НАНИЖССА ВНОВОЛІВ, ЩО НАДІЙШЛА ДО АТМОСФЕРИ, КГ

Н – коефіцієнт розподілу домішки (рідина-пара);

t – час, с.

Київ, 15 травня 2020



12 Інтеграція моделі (за результатами)

Результат	Опромінення персоналу								
моделі	внутрішнє	зовнішнє							
Масив миттєвих об`ємних концентрацій у приміщенні	 аналітична база та моделі (NRC, ICRP, UNSCEAR); Дозові коефіцієнти для інтегральних концентрацій FGR-11/13, ЕРА 	 аналітична база (NRC, EPA, ICRP) + дози контактного опромінення (α та β); MICROSHIELD, ISOCSR (+ дози від обладнання та домену проливу) 							
$A_v(t)$									
	Опромінення населення та забру	днення навколишнього середовища							
Масив									
параметрів	🗸 RODOS: модель RIMPUFF з 10-хв. кроком ди	искретизації + модель доз FDMT;							
викиду в	🗖 ARGOS (СТ ADM) та аналогічного рівня СПП	P;							
навколишнє	📮 прецезійні атмосферні моделі ближньої зон	ни (CFD, LES);							
середовище	🗹 спрощені гаусові підходи НП.306.173-2011	/ 124 m							
Q(t)	 ✓ Програмний засіб NRC MACCS (аналіз імові ✓ RASCAL (INTERRAS), HOTSPOT (залповий вин □ GENII, RESRAD, PAVAN, ARCON 96, XOQDOQ 	рнісних ефектів); кид); (RAMP);							

13 Верифікація та валідація розробки на реальній події

АЕС Карачі, енергоблок №1 (Пакістан), 4 серпня 2017р., рівень INES-2: розлив 1589 кг важкої води з питомою активністю за тритієм 250 ГБк/кг. Переопромінення 4 представників персоналу в наслідок ліквідації аварії. Реконструкція доз опромінення проводилась за допомогою розробленої моделі та порівнювалась із фактичним значення дози, накопиченої ліквідаторами за час робіт.

Представ	Ефективна	Фактична	Коефіцієнт	1.00E+02	v 			
ник	доза	індивідуальна	запасу			5.76E+01	7.10E+01	7.87E+01
персонал	опромінення за	ефективна доза	k(max)		4.30E+01		-	T 3.62F+01
У	час ліквідації	D_eff, мЗв	(песимістичн		2.095+01	4 2.42E+01	<u>A3.09E+01</u>	-
	(оцінена за		а оцінка)	2	- 2.08E+01	-		1.205.01
	моделлю)			1.00E+01		9.26E+00	• 1.14E+01	1.26E+01
Nº1	6.943.0	20.8(+-30%)	2.07		6.92E+00			
		, , ,						
Nº2	9.357.6	24.2(+-30%)	2.38				Test_KA	NUPP-1, H-3
No2	11 / 71 0	20.0(+.20%)	2.20				-	
1№3	11.471.0	30.9(+-30%)	2.30	1.00E+00			-	
Nº4	12.678.7	36.2(+-30%)	2.17	1	L	2	3	4
			,			P	erson #	

1) Фактичні дані увійшли до розрахункових меж ефективної дози, що є прийнятним;

2) Песимістична оцінка перевищила фактичні дані вимірів ~ в 2,0-2,3 рази, що є прийнятним

3) Розробка може використовуватись в якості інструменту реконструкції доз опромінення

14 Моделювання атмосферної дисперсії

Гаусова модель залпового викиду за вимогами **НП.306.173-2011** використовуєтсь для відстаней до декількох десятків кілометрів





$$G(x) = \frac{F(x)}{\pi \sigma_{y}(x) \sigma_{z}(x) u} \exp\left[-\frac{h^{2}}{2\sigma_{z}^{2}(x)}\right]$$

The:

where:

F is the function of emission cloud depletion;

 σ_y , σ_z is the standard deviations of mixture distribution in the emission cloud in the horizontal and vertical directions, correspondently, m;

u is the wind speed, m/s;

h is the effective height, m



15 Моделювання атмосферної дисперсії (продовж)

Параметризація за Паскуїлом

		In the daytime at insolation			At night time	
	Wind speed	intense	moderate	weak	Thin continuous	No more
$\sigma(x) = \frac{c_3 x}{c_3 x}$	at a height of				cloudiness or no	than 3/8
$O_y(x) = \frac{1}{\sqrt{1+10^{-4} \cdot x}}$	10 m, m/s				less than 4/8 of	of cloud
					cloud cover	cover
$\sigma(x) = \min\{f(z_0, x), g(x), \sigma^{\max}\}$	u<2	А	A-B	В	F	F
$\mathcal{O}_{\mathcal{I}}(\mathcal{O}) \xrightarrow{Intrin} (\mathcal{I}(\mathcal{O}), \mathcal{O}) \xrightarrow{Intrin} (\mathcal{O}(\mathcal{O}), \mathcal{O}_{\mathcal{I}}) \xrightarrow{Intrin} (\mathcal{O}(\mathcal{O}), \mathcal{O}(\mathcal{O}), \mathcal{O}(\mathcal{O})) \xrightarrow{Intrin} (\mathcal{O}(\mathcal{O}), \mathcal{O}(\mathcal{O})) \xrightarrow{Intrin} (\mathcal{O}(\mathcal{O})) \xrightarrow{Intrin} (\mathcal{O}(\mathcal{O}$	2≤u<3	A-B	В	С	E	F
$a r^{b_1}$	3≤u<5	В	B-C	С	D	E
$g(x) = \frac{a_1 x}{1 + b_2}$	5≤u<6	С	C-D	D	D	D
$1 + a_2 x^{a_2}$	u>6	С	D	D	D	D

$$f(z_0, x) = \begin{cases} \ln \left[c_1 x^{d_1} \left(1 + c_2 x^{d_2} \right) \right] \text{ where } z_0 > 0.1 \text{ m}; \\ \ln \left[\frac{c_1 x^{d_1}}{1 + c_2 x^{d_2}} \right] \text{ where } z_0 \le 0.1 \text{ m}. \end{cases}$$



16 Guideline models and data

Функція виснаження F(х):



Atmosphere Mixing layer height (Hmax) evolution

$$F_{i}(x) = F_{i}^{r}\left(\frac{x}{u}\right) \cdot F_{i}^{d}(x) \cdot F_{i}^{w}(x)$$

✓ Rad. decay

$$F_i^r(t) = \exp\left(-\lambda_{r,i}t\right)$$

✓ Dry deposition

$$F_{i}^{d}(x) = \begin{cases} exp\left[-\sqrt{\frac{2}{\pi}} \frac{v_{i}^{d}}{u} \int_{0}^{x} \frac{1}{\sigma_{z}^{c}(x)} exp\left(-\frac{h^{2}}{2\sigma_{z}^{2}(x)}\right) dx\right], x \leq x_{m}, \\ \left\{exp\left[-\sqrt{\frac{2}{\pi}} \frac{v_{i}^{d}}{u} \int_{0}^{x_{m}} \frac{1}{\sigma_{z}^{c}(x)} exp\left(-\frac{h^{2}}{2\sigma_{z}^{2}(x)}\right) dx\right]\right\} exp\left[-\frac{v_{i}^{d}}{H_{z}^{max}}(x - x_{m})\right], x > x_{m}; \end{cases}$$

✓ Wet deposition

$$F_i^w(t) = \exp\bigl(-\Lambda_i t\bigr)$$



17 Guideline models and data

Результати роботи атмосферної моделі

1) Air concentration near ground (integrated)

$$IA_{V,i}(x) = Q_i G_i(x) / 3600$$

2) Deposition (dry+wet)

$$A_{S,i}(x) = IA_{V,i}(x) \cdot \left\{ v_i^d \cdot 3600 + \Lambda_i \int_0^\infty \left[\exp\left(-\frac{(z-h)^2}{2\sigma_z^2}\right) + \exp\left(-\frac{(z+h)^2}{2\sigma_z^2}\right) \right] dz \right\}$$



18 Оцінка доз опромінення

The guidance provided in this section allows determining the radiation effects on the public for representatives of six reference ages by external and internal exposure paths:

Age group (ICRP)									
3 months	1 year	5 years	10 years	15 years	adult				

The effective exposure dose of the whole body for all paths of intake is calculated according to the equation:

$$E_{\tau}(x) = \sum_{i} \left[E_{\tau,i}^{air}(x) + E_{\tau,i}^{srf}(x) + E_{\tau,i}^{ing}(x) \right]$$

where \boldsymbol{x} is the distance from emission source, m;

There are the effective doses for the reference age τ from *i*-th radionuclide caused by *external exposure* and *inhalation intake from the radioactive cloud, external exposure from the soil surface* contaminated as a result of cloud deposition and oral intake.



19 Дозові коефіцієнти

Dose conversion factors (DCF)

ANNEX F

Table F.1 – Coefficient $g_{\tau,i}^{air}$ "effective dose rate for reference age τ for inhalation and external exposure from release cloud per unit volume specific activity of the *i*-th radionuclide in air" mSv·Bq-1·m3·h-1

Radionuclide		•	Reference age				п	elerence	e age 7 p	er umt			
	3 months	l year	5 years	; 10 ye:	10 years 15 years		ears	Adult		1.	m ² ·h ⁻¹		
Sr-90	5.10E-05	8.80E-05	1.00E-04	4 1.20E-0)4	1.40E-	-04	1.5	0E-04	Γ	Dadionu	uclida	
Ru-103	1.60E-06	2.20E-06	2.30E-06	5 2.80E-0)6	3.10E-06		2.80E-06			Kaulonu	ichue	-
Ru-106	3.00E-05	4.90E-05	5.10E-0	5 5.80E-0	5 5.80E-05		-05	6.1	0E-05				3 mont
Cs-134	8.60E-06	1.40E-05	1.50E-0	5 1.80E-05		2.00E-05		1.90E-05			Sr-90		4.00E-1
Cs-137	1.30E-05	2.20E-05	2.50E-0	5 3.00E-0)5	3.50E-	-05	3.6	0E-05		Du 103		1.60E.0
Ce-141	1.40E-06	2.60E-06	2.60E-06	5 3.40E-0)6	4.00E-	-06	3.5	0E-06	H	Ru=105		1.001-0
Ce-144	2.60E-05	4.00E-05	4.10E-0	5 4.70E-0)5	4.80E-	-05	4.9	0E-05		Ru-106		1.20E-0
I-131 (airborne)	8.70E-06	1 50E-05	1 30E_0	5 1 20E_0	15	9 50E.	.06	69	0E-06		Cs-134		5.30E-0
I-132 (airborne)	5.10E-07	Table I	2.2 – Coef	ficient gan	skin	equiva	lent do	se i	rate to skir	1	Cs-137		2.00E-0
I-133 (airborne)	2.40E-06	externa	l exposure	e from rel	ease	cloud	per ur	it v	volume spe	׼	C3-157		2.001-0
I-134 (airborne)	4.90E-07	radion	clide in ai	r" <u>mSv</u> ∙Bo	l-₁.m	³ ·h ⁻¹					Ce-141		2.50E-1
I-135 (airborne)	7.60E-07	Radio	uclide					Ref	erence age	-	Ce-144		6.50E-1
1-131 (molecular)	2.00E-05	-		3	1	year	5 yea	irs	10 years		I_131 (ai	rhorne)	1 30E-0
1-132 (molecular)	7.10E-07	-		months						113	1-151 (ai		1.501-0
I-133 (molecular)	5.50E-06	Sr-90		2.60E-07	2.60	DE-07	2.60E-	-07	2.60E-07	Ŀ	I-132 (ai	rborne)	/.90E-0
I-134 (molecular)	5.40E-07	Ru-103		1.00E-07	1.00	DE-07	1.00E	-07	1.00E-07	-]	I-133 (ai	rborne)	2.20E-0
I-135 (molecular)	1.40E-06	Ru-106		3.90E-07	3.90	DE-07	3.90E	-07	3.90E-07	-15	L-134 (ai	rhorne)	9 10E-0
I-151 (organic)	1.00E-05	Cs-134		3.40E-07	3.40	DE-07	3.40E	-07	3.40E-07	-1-3	1-134 (ai		5.10L-0
I-132 (organic)	0.20E-07	Cs-137		1.60E-07	1.60	DE-07	1.60E	-07	1.60E-07	-L	I-135 (ai	rborne)	5.30E-0
I-133 (organic)	4.30E-00	Ce-141		3.70E-08	3.70	DE-08	3.70E	-08	3.70E-08	-0	I-131 (m	olecular)	1.30E-0
I-134 (organic)	1.20E-07	Ce-144		3.10E-07	3.10	JE-07	3.10E	-07	3.10E-07	-1-	I 132 (m	olecular)	7 90E 0
Ar 41	2.20E-00	- I-131 (urborne)	1.10E-07	1.10	JE-07	1.10E	-07	1.10E-07	Η÷	1-152 (m		7.501-0
Vr. 85	9.20E-07	I-152 (urborne)	3.70E-07	3.70	JE-07	3.70E	-07	3.70E-07	ΗĿ	I-133 (m	olecular)	2.20E-0
Kr-85m	2.50E-08	- I-155 () T 124 (urborne)	2.10E-07	2.10	JE-07	2.10E	-07	2.10E-07	-]	I-134 (m	olecular)	9.10E-0
Kr-87	1.40E-07	T 125 (urborne)	0.70E-07	0.70	JE-07	0.70E	07	0.70E-07		T 135 (m	olecular)	5 30E 0
Kr-88	6 30E-07	T 121 (moloonlor)	4.00E-07	4.00	DE-07	4.00E	07	4.00E-07	ΗĽ	1-155 (m	olecular)	5.50L-0
Xe-133	5.00E-09	I 122 (nolecular)	5.70E-07	5.70	DE-07	5.70E	07	5.70E.07	ΗĽ	I-131 (or	rganic)	1.30E-0
Xe-135	4 00E-08	I-132 (nolecular)	2.10E-07	2.10	DE-07	2.10E	07	2.10E-07	10	I-132 (or	ganic)	7.90E-0
Xe-135m	6.70E-08	I-134 (nolecular)	6 70E-07	6.70	E-07	6 70E	-07	6 70E-07		I 133 (or	(ganic)	2 20E 0
		I-135 (nolecular)	4 00E-07	4 00	E-07	4 00E	-07	4 00E-07	1H	1-135 (01	iganic)	2.20L-0
		I-131 (organic)	1.10E-07	1.10	DE-07	1.10E	-07	1.10E-07	٦Ŀ	1-134 (01	ganic)	9.10E-0
		I-132 (organic)	5.70E-07	5.70	DE-07	5.70E-	-07	5.70E-07		I-135 (or	ganic)	5.30E-0
		I-133 (organic)	2.10E-07	2.10	DE-07	2.10E-	-07	2.10E-07	12.	10E-07	12.10E-07	1
		I-134 (organic)	6.70E-07	6.70	DE-07	6.70E	-07	6.70E-07	6.	70E-07	6.70E-07	
		I-135 (organic)	4.00E-07	4.00	DE-07	4.00E	-07	4.00E-07	4.	00E-07	4.00E-07	
		Ar-41		3.60E-07	3.60	DE-07	3.60E-	-07	3.60E-07	3.	60E-07	3.60E-07	
		Kr-85		4.80E-08	4.80)E-08	4.80E-	-08	4.80E-08	4.	80E-08	4.80E-08	
		Kr-85n	1	8.10E-08	8.10	DE-08	8.10E-	-08	8.10E-08	8.	10E-08	8.10E-08	
		Kr-87		4.90E-07	4.90	DE-07	4.90E-	-07	4.90E-07	4.	90E-07	4.90E-07	
		Kr-88		7.40E-07	7.40	DE-07	7.40E	-07	7.40E-07	7.	40E-07	7.40E-07	
		Xe-133		1.80E-08	1.80	DE-08	1.80E	-08	1.80E-08	1.	80E-08	1.80E-08	
		Xe-135		1.10E-07	1.10	DE-07	1.10E	-07	1.10E-07	1.	10E-07	1.10E-07	
		Xe-135	m	1.10E-07	1.10)E-07	1.10E-	-07	1.10E-07	1.	10E-07	1.10E-07	

Table F.4 – Coefficient g_{stf} "effective external exposure dose from soil surface for -fsurface contamination with the *i*-th radionuclide" mSv·Bq-

Radionuclide			Re	ference age		
	3 months	1 year	5 years	10 years	15 years	Adult
Sr-90	4.00E-10	4.00E-10	4.00E-10	4.00E-10	4.00E-10	4.00E-10
Ru-103	1.60E-09	1.60E-09	1.60E-09	1.60E-09	1.60E-09	1.60E-09
Ru-106	1.20E-09	1.20E-09	1.20E-09	1.20E-09	1.20E-09	1.20E-09
Cs-134	5.30E-09	5.30E-09	5.30E-09	5.30E-09	5.30E-09	5.30E-09
Cs-137	2.00E-09	2.00E-09	2.00E-09	2.00E-09	2.00E-09	2.00E-09
Ce-141	2.50E-10	2.50E-10	2.50E-10	2.50E-10	2.50E-10	2.50E-10
Ce-144	6.50E-10	6.50E-10	6.50E-10	6.50E-10	6.50E-10	6.50E-10
I-131 (airborne)	1.30E-09	1.30E-09	1.30E-09	1.30E-09	1.30E-09	1.30E-09
I-132 (airborne)	7.90E-09	7.90E-09	7.90E-09	7.90E-09	7.90E-09	7.90E-09
I-133 (airborne)	2.20E-09	2.20E-09	2.20E-09	2.20E-09	2.20E-09	2.20E-09
I-134 (airborne)	9.10E-09	9.10E-09	9.10E-09	9.10E-09	9.10E-09	9.10E-09
I-135 (airborne)	5.30E-09	5.30E-09	5.30E-09	5.30E-09	5.30E-09	5.30E-09
I-131 (molecular)	1.30E-09	1.30E-09	1.30E-09	1.30E-09	1.30E-09	1.30E-09
I-132 (molecular)	7.90E-09	7.90E-09	7.90E-09	7.90E-09	7.90E-09	7.90E-09
I-133 (molecular)	2.20E-09	2.20E-09	2.20E-09	2.20E-09	2.20E-09	2.20E-09
I-134 (molecular)	9.10E-09	9.10E-09	9.10E-09	9.10E-09	9.10E-09	9.10E-09
I-135 (molecular)	5.30E-09	5.30E-09	5.30E-09	5.30E-09	5.30E-09	5.30E-09
I-131 (organic)	1.30E-09	1.30E-09	1.30E-09	1.30E-09	1.30E-09	1.30E-09
I-132 (organic)	7.90E-09	7.90E-09	7.90E-09	7.90E-09	7.90E-09	7.90E-09
I-133 (organic)	2.20E-09	2.20E-09	2.20E-09	2.20E-09	2.20E-09	2.20E-09
I-134 (organic)	9.10E-09	9.10E-09	9.10E-09	9.10E-09	9.10E-09	9.10E-09
I-135 (organic)	5.30E-09	5.30E-09	5.30E-09	5.30E-09	5.30E-09	5.30E-09
.10E-07 2.10E-07						
70E-07 6.70E-07						
.00E-07 4.00E-07	_					
80E-07 3.60E-07	-					
.10E-08 8.10E-08	-					
90E-07 4.90E-07						
105.03	_					

Absorption types (ICRP lung model)

Element	Туре	Element	Туре	Element	Туре
Н	М	Sr	М	Yb	М
Ве	М	Y	М	Lu	М
С	М	Zr	М	Hf	М
Ν	М	Nb	М	Та	М
0	М	Мо	М	W	F
F	М	Тс	М	Re	М
Na	F	Ru	М	Os	М
Mg	М	Rh	М	Ir	М
Al	М	Pd	М	Pt	F
St	М	Ag	М	Au	М
Р	М	Cd	М	Hg	М
S	М	In	М	TI	F
Cl	М	St	М	Pb	М
К	F	Sn	М	Bi	М
Са	М	Те	М	Ро	М
Sc	S	I	F	At	М
Ti	М	Cs	F	Fr	F
V	М	Ва	М	Ra	М
Cr	М	La	М	Ac	М
Mn	М	Ce	М	Th	S
Fe	М	Pr	М	Ра	М
Со	М	Nd	М	U	М
Ni	М	Pm	М	Np	М
Cu	М	Sm	М	Pu	М
Zn	М	Eu	М	Am	М
Ga	М	Gd	М	Cm	М
Ge	М	Tb	М	Bk	М
As	М	Dy	М	Cf	М
Se	F	Но	М	Es	М
Br	М	Er	М	Fm	М
Rb	F	Tm	М	Md	М



2	0	Демонстрація							
	Витрат			Максимал					
	а	Темпер	Витрата	ьна	Масова	Ефоитириз			
	венти	атура	дренаж	концентра	частка	сфективна			
NՉ	ляційн	припли	ної	ція ¹³⁷ Cs у	викиду	доза D _{eff}			
з/п	ої	вного	систем	повітрі	¹³⁷ Сѕ в	(на			
	систе	повітря	иG _d ,	приміщен	атмосферу	траниці			
	ми G _v ,	T _m , ⁰C	кг/с	ня A _{air} ,	q, %	C55 <i>), M</i> IK5B			
	м³/с			Бк/м³					
1	0			1,0E+08	2,86E-04	1,94			
2	0,75	10	10 0	9,0E+06	2,10E-03	14,90			
3	1.5	10		5,5E+06	2,25E-03	15,51			
4	2,25			4,2E+06	2,34E-03	16,15			
5		5		1,1E+05	2,39E-03	16,50			
6	0.75	25	0	1,0E+05	2,19E-03	15,38			
7		45		8,5E+04	1,69E-03	12,53			
8			0	1,2E+05	2,10E-03	14,90			
9	0.75	10	50	1,1E+05	4,51E-04	3,13			
10	0.75	10	100	1,0E+05	2,82E-04	1,88			
11			150	8,8E+04	2,00E-04	1,39			

Моделювання порушень нормальної експлуатації із розливом трапних вод та кубового залишку у технологічних примішеннях спецкорпусу №2 РАЕС



Рисунок 6 – Активність ¹³⁷Cs у повітрі аварійного приміщення (а) і масова частка його викиду в атмосферу (б) для наступних значень витрати

1.2E+05



Рисунок 7 – Активність ¹³⁷Сs у повітрі аварійного приміщення (а) і масова частка його викиду в атмосферу (б) для наступних значень температур припливного повітря: $T_m = 5^{\theta}C(1), T_m = 25^{\theta}C(2), T_m = 45^{\theta}C(3)$



Рисунок 8 – Активність ¹³⁷Cs у повітрі аварійного приміщення (a) і масова частка його викиду в атмосферу (б) для наступних значень витрати дренажної системи: $\underline{G_d} = 0 \ \kappa c/c(1), \underline{G_d} = 50 \ \kappa c/c(2), \underline{G_d} = 100 \ \kappa c/c(3), \underline{G_d} = 150 \ \kappa c/c(4)$

21 Проблема «ближньої зони»





ІНСТИТУТ ПРОБЛЕМ МОДЕЛЮВАННЯ В ЕНЕРГЕТИЦІ ІМ. Г.Є. ПУХОВА НАН УКРАЇНИ, м Київ, 15 травня 2020 REAL-TIME Flow Visualization Around a Cylinder Re = 19 854 (ANSYS Discovery Live), screens from video perf. by Bálint Papp https://www.youtube.com/watch?v=W4rgdKYfnfs

Висновки

Виділено перелік основних подій із розливом рідких радіоактивних середовищ, що розглядаються в рамках аналізу безпеки АЕС України.

Наведено критерії прийнятності для результатів оцінок радіаційних наслідків.

Представлено результати останніх досліджень щодо оцінки радіаційних наслідків порушень нормальної експлуатації із розливом рідких радіоактивних середовищ:

- виділено можливі сценарії перебігу фізичних процесів;
- визначено загальні умови та характеристики атмосферного викиду;
- розроблено математичну модель транспорту радіоактивних речовин у аварійних приміщеннях;
- розробку інтегровано до існуючого методичного та програмного інструментарію щодо оцінки доз опромінення персоналу та населення.

Для випадку зміни складу РРС та/або умов їх зберігання на проммайданчиках АЕС необхідно удосконалити процес моделювання (застосувати метод покращеної оцінки). Дане питання не задовольняється сучасною нормативною базою для подібних розрахунків і потребує використання комп'ютерних засобів оцінки в рамках аналізу та переоцінки безпеки АЕС.

Дякую за увагу!

ІНСТИТУТ ПРОБЛЕМ МОДЕЛЮВАННЯ В ЕНЕРГЕТИЦІ ІМ. Г.Є. ПУХОВА НАН УКРАЇНИ, 2019р., м Київ, 15 травня 2020