

Радіаційні аспекти захисту населення на етапі раннього викиду в разі важкої аварії на АЕС

- **Богорад Володимир Іванович**, канд. фіз.-мат. наук
Державне підприємство «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки», м. Київ, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0000-0003-3380-7110>

- **Слепченко Олександра Юріївна**
Державне підприємство «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки», м. Київ, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-6275-0099>

- **Литвинська Тетяна Віталіївна**
Державне підприємство «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки», м. Київ, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-3308-8526>

- **Бєлих Дмитро Олександрович**
Державне підприємство «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки», м. Київ, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-5782-9827>

- **Калита Іван Анатолійович**
Державне підприємство «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки», м. Київ, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-7745-2940>

- **Полудненко Віталій Андрійович**
Державне підприємство «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки», м. Київ, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-8307-6777>

У сучасному світі атомна енергія залишається одним із найбільш економічно обґрунтованих джерел енергії. Пов'язані з її використанням ризики хоча і спричиняють суспільний резонанс, але цілком прогнозовані та передбачувані. Стала тенденція їх зменшення ґрунтується на двох головних напрямках. Це покращення проєктних основ атомних енергоблоків та підвищення ступеня аварійної готовності на всіх рівнях. Стимулом до збереження такої тенденції є підвищення вимог до ліцензіатів з боку держав та міжнародних компетентних органів. Однією із найбільш принципових вимог до безпеки АЕС за останні роки стала вимога щодо практичного унеможливлення «раннього (early radioactive release)» радіоактивного викиду АЕС. Стаття присвячена питанням, як саме ця вимога працюватиме в межах національних норм радіаційної безпеки, а саме регламентів третьої групи щодо втручання в умовах радіаційної аварії, та чи готова Україна впровадити цю норму для діючих АЕС.

У статті розглянуті такі питання: визначення раннього викиду, яким інтервалом часу ми можемо оперувати, які теоретичні засади мають бути застосовані для оцінки величини раннього викиду та доз опромінення населення.

Усі результати, наведені в статті, мають оціночний характер. Притому увага концентрується не на специфічних властивостях конкретного енергоблока або місця розташування населеного пункту, а на загальних фізичних засадах, які є основою моделювання джерела викиду та захисних властивостей приміщень.

Ключові слова: ранній аварійний радіоактивний викид, доза опромінення, енергоблок, навколишнє середовище, іонізуюче випромінювання.

© Богорад В. І., Слєпченко О. Ю., Литвинська Т. В., Бєлих Д. О., Калита І. А., Полудненко В. А., 2020

Вступ

Однією із найбільш принципів вимог до безпеки АЕС за останні роки стала вимога щодо практичного унеможливлення «раннього (early radioactive release)» радіоактивного викиду АЕС. Ця вимога в 2014 році ввійшла до Директиви Європейської спільноти з атомної енергії (Євратом) [1], а в 2019 році була погоджена всіма членами міжнародної Асоціації ядерних регуляторів Західної Європи (WENRA) [2], членом якої є також Україна, і тим самим набула юридичної сили для всіх країн-членів асоціації. За визначенням Директиви Євратома [1] «ранній» радіоактивний викид це:

«радіоактивний викид, який вимагає впровадження заходів щодо захисту населення за межами майданчика АЕС, але не має достатньо часу для їх виконання» [1].

Згідно з НРБУ-97 [3] контрзаходи, які мають бути застосовані в разі радіаційної аварії на АЕС, поділяються на термінові, невідкладні та довгострокові. І якщо до термінових належать контрзаходи, проведення яких має на меті відвернення рівнів доз гострого та (або) хронічного опромінення осіб з населення за період не менше 2-х діб, і таких, що створюють загрозу виникнення радіаційних ефектів, які виявляються клінічно, то всі інші контрзаходи направлені на пом'якшення радіаційних наслідків на інтервалах від 14 діб і більше. З огляду на сконцентрованість раннього викиду на невеликому відрізку часу (2 – 3 години після початку аварії), є цілком логічним визначення раннього викиду поєднати саме з терміновими контрзаходами. А саме пропонується таке визначення раннього радіоактивного викиду:

«ранній радіоактивний викид – радіоактивний викид, який згідно з нормами радіаційної безпеки вимагає застосування термінового втручання для захисту населення за межами майданчика АЕС, але часу для ефективного впровадження належних контрзаходів недостатньо».

Під ефективним впровадженням того чи іншого контрзаходу потрібно розуміти зниження завдяки йому доз опромінення населення нижче рівнів безумовно виправданого термінового втручання в разі гострого опромінення (Таблиця 1).

Таблиця 1 – Рівні безумовно виправданого термінового втручання у разі гострого опромінення

Орган або тканина	Прогнозована поглинена доза в органі чи тканині за період, не менше 2-х діб, Гр
Все тіло (кістковий мозок)*	1
Легені	6
Шкіра	3
Щитовидна залоза	5
Кришталік ока	2
Гонади	2
Плід	0,1

* Як правило, застосовується у разі зовнішнього опромінення

З визначення раннього викиду випливає низка проблемних питань. Перше з них – яким інтервалом часу ми можемо оперувати. В статті йдеться про викид, який стався в перші години після зупинки енергоблока, що, на думку авторів, не дозволяє впровадити такі жорсткі заходи як евакуація або укриття в спеціалізованих приміщеннях, але допускає за належної організації системи оповіщення та забезпечення населення, яке перебуває в зоні ризику, пігулками калій-йоду, проведення швидких дій через своєчасну йодну профілактику та захист населення завдяки укриттю в будівлях і приміщеннях житлового та господарського призначення. Друге – які теоретичні засади мають бути застосовані для оцінки величини раннього викиду та доз опромінення населення. В статті, в контексті цього питання, акцентується увага на загальних фізичних засадах, які мають бути в основі моделювання джерела викиду з ціллю позбавитись від надлишкового консерватизму. І третє – чи можна за допомогою таких заходів, як укриття в неспеціалізованих приміщеннях та йодної профілактики, реалізувати стратегію захисту в разі раннього викиду.

Теоретичні засади оцінки радіаційних наслідків у разі раннього викиду

Загальні підходи. Вважаючи, що завдяки запобіганню вживання в їжу радіоактивно-забруднених продуктів харчування опроміненню завжди можна запобігти, дозу опромінення населення внаслідок раннього аварійного радіоактивного викиду АЕС можна розділити на дві складові. Перша складова – доза опромінення, яка формується під час проходження радіоактивної хмари. Друга складова – опромінення зумовлене радіоактивним забрудненням території, внаслідок випадіння із радіоактивної хмари під час її проходження. Нехтуючи дифузійною складовою вздовж напрямку руху радіоактивної хмари, можна вважати, що час проходження радіоактивної хмари збігається з протяжністю в часі самого аварійного викиду. Саме цей час є критичним з погляду захисту населення в разі раннього викиду через обмежені можливості проведення швидких захисних заходів. Друга складова призводить, з одного боку, до виснаження радіоактивної хмари (і тим самим до зменшення першої складової дози опромінення населення), а з іншого, до пролонгації опромінення в часі. Щоб порівняти ці складові звернемось до рівняння (1), з якого, за умови відсутності опадів, можна оцінити проміжок часу, починаючи з якого доза опромінення від випадіння на поверхню буде більшою, ніж доза від занурення в радіоактивну хмару. Це рівняння є наслідком загальних рівнянь, що описують розповсюдження радіоактивних домішок (нехтується також доза внаслідок вторинного вітрового підйому та радіоактивного розпаду) в атмосфері в рамках моделі дифузії Гауса [4] на близьких до джерела викиду відстанях:

$$v_{sur,i} \cdot Q_i \cdot G \cdot D_{sur,i} \cdot T = Q_i \cdot G \cdot D_{imerg,i} + Q_i \cdot G \cdot v_{ing} \cdot D_{ing,i} \quad (1)$$

де:

G – фактор метеорологічного розведення $с/м^3$;

$v_{sur,i}$ – швидкість сухого осадження для і-го радіонукліду $м/с$;

Q_i – інтегральний викид і-го радіонукліду (Бк);

$D_{sur,i}$ – дозовий коефіцієнт зовнішнього опромінення від поверхні ґрунту $Зв \cdot м^2 / (сБк)$;

T – час перебування на відкритому повітрі після проходження радіоактивної хмари (с);

$D_{imerg,i}$ – дозовий коефіцієнт зовнішнього опромінення від занурення у радіоактивну хмару $Зв \cdot м^2 / (сБк)$;

v_{ing} – швидкість дихання $м^3/с$;

$D_{ing,i}$ – дозовий коефіцієнт внутрішнього опромінення від занурення у радіоактивну хмару $Зв/Бк$.

Примітка. Визначення всіх параметрів можна знайти в [5], або в іншій літературі з розповсюдження радіоактивних викидів в атмосферу.

У рівнянні (1) зліва стоїть вираз для дози зовнішнього опромінення від поверхні ґрунту, справа – дози внутрішнього та зовнішнього опромінення внаслідок перебування в радіоактивній хмарі.

З (1) випливає:

$$T = \frac{D_{imerg,i} + v_{ing} \cdot D_{ing,i}}{v_{sur,i} \cdot D_{sur,i}} \quad (2)$$

Наприклад, T для Cs-137 (цей вибір можна вважати консервативним) складає приблизно 1000000 с або 10 діб.

Із зазначених вище міркувань, далі вважати-мемо, що вся доза формується тільки внаслідок проходження радіоактивної хмари без її виснаження. Такі припущення себе виправдовують також і з огляду на невизначеність параметрів, від яких залежить формування радіоактивного сліду та супутнього цьому процесу виснаження радіоактивної хмари. Це, передусім, параметри, що зумовлюють інтенсивність випадіння радіоактивних аерозолів на підстилаючу поверхню і можуть залежати від необмеженої низки факторів.

Якщо взяти до уваги, що для притаманної найбільш вірогідному стану атмосфери (категорія D за Паскуілом [5], швидкість вітру 3 – 6 м/с) радіоактивна хмара досягне межі санітарно-захисної зони за 7 – 14 хвилин, то такі контрзаходи як укриття або евакуація населення, яке перебуває в зоні ураження, потрібно проводити дуже швидко (майже миттєво). Втім існує комплекс цілком об'єктивних обставин і причин, які не дозволяють швидко й ефективно до моменту надходження радіоактивної хмари реалізувати ці заходи (зокрема, складна процедура реагування з боку Державної служби України з надзвичайних ситуацій, проблеми із забезпеченням необхідними матеріальними та організаційними ресурсами, підготовленість самого населення до такого типу втручання). До заходів, які потенційно можна вжити достатньо швидко, ще до надходження радіоактивної хмари, належать йодна профілактика та укриття в найближчих приміщеннях житлового та нежитлового типу. Ці заходи, з одного боку, не потребують великих ресурсів і можуть бути втіленими тільки завдяки ефективній системі оповіщення населення та належних організаційних засад щодо проведення йодної профілактики, а з іншого – можуть надати рятувальним службам певний час для підготовки та проведення більш жорстких заходів, таких як укриття в спеціалізованих приміщеннях та евакуація.

Оцінка доз потенційного опромінення. Максимальна доза (тут і далі під дозою опромінення населення ідеться про будь-яку з можливих доз згідно з визначенням Додатка 11 НРБУ-97 [3])

потенційного опромінення населення, зумовлена раннім аварійним викидом, залежить від зовнішніх щодо АЕС та внутрішніх чинників. Головними із зовнішніх чинників є інтенсивність атмосферного перемішування радіоактивних аерозолів, яка залежить від термодинамічного стану атмосфери і описується рівняннями атмосферної дифузії [5]. До головних внутрішніх чинників, які залежать тільки від сценарію розвитку аварії, належать такі чинники як радіонуклідний (РН) склад та активність викиду, виснаження радіоактивного потоку на шляху від активної зони реактора (АЗ) назовні, теплова потужність викиду, системи утримання РН у межах існуючих захисних бар'єрів тощо. Такий важливий для результату прогнозу оцінки чинник, як висота підймання радіоактивної хмари, залежить і від сценарію розвитку аварії і від термодинамічного стану атмосфери.

Для подальшого орієнтування в порядках величини доз опромінення населення внаслідок раннього радіоактивного викиду розглянемо три ситуативних сценарії пошкодження ядерного палива – викид з газового зазору твєлів, викид з міжзернового простору через руйнацію АЗ, викид унаслідок плавлення ядерного палива, та два шляхи надходження РН у довкілля – з неущільненого енергоблока та крізь аварійний парогенератор (ПГ).

З огляду на подібність фізичних процесів, як основою ядерних перетворень, нормованих на 1 кВт електричної енергії, скористаємося узагальненими даними для легководних реакторів (LWR): ядерних реакторів з водою під тиском (PWR), киплячих ядерних реакторів (BWR), водо-водяних енергетичних реакторів (ВВЕР). У Таблицях 2 та 3 зазначені дані щодо вмісту РН в АЗ на момент

Таблиця 3 – Нормований на вміст в АЗ до початку аварії вихід РН з АЗ для різних ступенів пошкодження АЗ

Хімічний елемент	Частка виходу з АЗ		
	Газовий зазор	Руйнація палива	Плавлення АЗ
Xe, Kr	0,03	0,5	1
I	0,02	0,5	1
Cs	0,05	0,5	1
Te	0,0001	0,1	0,3
Sb	0,0001	0,02	0,14
Ba	-	0,01	0,2
Mo	-	0,01	0,1
Sr	-	0,001	0,07
Ru	-	0,0001	0,007
La	-	-	0,0001
Y	-	-	0,0001
Ce	-	-	0,0001
Np	-	-	0,0001

аварії, нормованого на 1 МВт електричної енергії з [4], та нормований на вміст в АЗ вихід РН у герметичний об'єм (ГО) з газового зазору, у разі руйнування АЗ та її плавлення.

Додатково під час розрахунків потрібно враховувати фактор виснаження викиду протягом подолання останнього фізичного бар'єра на шляху радіоактивного викиду за межі енергоблока. У [4], наприклад, пропонуються такі значення цього фактора для різних швидкостей розвитку аварії:

0,4 – час затримки викиду в межах останнього фізичного бар'єра 0,5 годин;

Таблиця 2 – Вміст РН в АЗ на момент аварії, нормований на 1000 МВт електричної енергії

РН	Вміст в АЗ Бк/(1000 МВт)	РН	Вміст в АЗ Бк/(1000 МВт)	РН	Вміст в АЗ Бк/(1000 МВт)
Kr-85	2,072E+16	Te-129m	1,961E+17	Xe-133	6,29E+18
Kr-85m	8,88E+17	Te-131m	4,81E+17	Xe-133m	2,22E+17
Kr-87	1,739E+18	Te-132	4,44E+18	Xe-135	1,258E+18
Kr-88	2,516E+18	Sb-127	2,257E+17	Xe-138	6,29E+18
Sr-89	3,478E+18	Sb-129	1,221E+18	Cs-134	2,775E+17
Sr-90	1,369E+17	I-131	3,145E+18	Cs-136	1,11E+17
Sr-91	4,07E+18	I-132	4,44E+18	Cs-137	1,739E+17
Y-91	4,44E+18	I-133	6,29E+18	Ba-140	5,92E+18
Mo-99	5,92E+18	I-134	7,03E+18	La-140	5,92E+18
Ru-103	4,07E+18	I-135	5,55E+18	Ce-144	3,145E+18
Ru-106	9,25E+17	Xe-131m	3,7E+16	Np-239	6,068E+19

0,04 – час затримки викиду в межах останнього фізичного бар'єра від 2 до 12 годин;

0,002 – час затримки викиду в межах останнього фізичного бар'єра 24 години;

0,175 – фактор виснаження радіоактивного потоку в разі викиду крізь аварійний ПГ.

На Рисунку 1 зображена реконструйована за даними [4] залежність фактора виснаження викиду під час подолання останнього фізичного бар'єра від часу та крива експоненціального наближення цієї залежності (по горизонтальній осі – години, по вертикальній – величина фактора виснаження, під пунктирною кривою – рівняння, яке відповідає експоненціальному наближенню самої залежності).

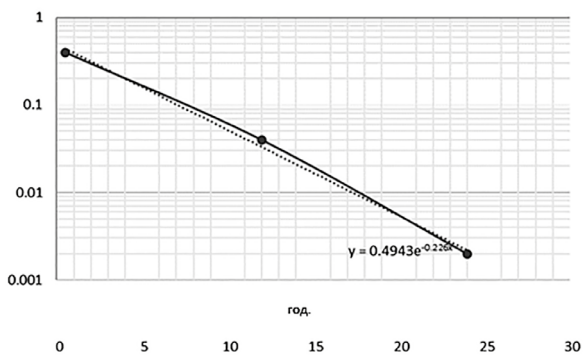


Рисунок 1 – Залежність від часу фактора виснаження викиду під час подолання останнього фізичного бар'єра

Під час врахування факторів, від яких суттєво залежать дози опромінення населення у разі раннього викиду, необхідно зауважити, що «швидкий» викид супроводжується інтенсивним викидом теплової енергії і, чим коротший за часом викид, тим, звісно, тепла потужність викиду має бути більшою. У [5], наприклад, наве-

дені дані щодо інтенсивності скиду тепла під час «швидких» викидів. Ця інтенсивність, залежно від сценарію розвитку аварії і часу викиду, варіюється в діапазоні від 10 Мкал/с – до 0,1 Мкал/с. Зважаючи на це, і те, що на близьких від джерела викиду відстанях ефективна висота викиду є одним із параметрів, які визначають радіаційний вплив, для отримання реалістичних оцінок на короткому інтервалі часу має бути врахована тепла складова викиду.

Розглянемо наведені вище положення на прикладі розрахунку кратності перевищення рівнів термінового втручання для кожного з типів викиду з АЗ у навколишнє середовище. Для цього, у зручному для розуміння наближенні, для подальших оцінок будемо вважати, що для кожного з ситуативних сценаріїв існує характерний показник теплової потужності викиду на короткому проміжку часу і, що цей показник має бути тим більший, чим більший розігрів АЗ. Звісно, що під час обґрунтування безпеки в кожному окремому випадку інтенсивність викиду тепла, що супроводжує радіоактивний викид, має бути підтверджена спеціальними розрахунками. Втім для цілей цієї статті приймається таке наближення:

викид радіонуклідів із газового зазору 0,1 Мкал/с;

викид радіонуклідів із зруйнованого палива 1 Мкал/с;

викид радіонуклідів у разі «швидкого» плавлення АЗ (до однієї години) 10 Мкал/с.

У Таблиці 4 наведені значення фактора метеорологічного розведення розраховані відповідно до моделі дифузії Гауса залежно від теплової потужності викиду та категорії стійкості атмосфер для таких вихідних даних:

відстань від аварійного енергоблока $x=2,5$ км;
висота викиду:

Таблиця 4 – Залежність фактора метеорологічного розведення від інтенсивності скиду тепла та категорії стійкості на відстані 2,5 км (c/m^3)

\dot{Q} (Мкал/с)	Викид з неуцільненого енергоблока					
	A, $u=2$ м/с	B, $u=5$ м/с	C, $u=6$ м/с	D, $u=6$ м/с	E, $u=3$ м/с	F, $u=3$ м/с
0,1	8,10E-07	9,10E-07	1,57E-06	2,70E-06	4,08E-07	9,23E-11
1	2,03E-07	2,89E-07	4,16E-07	3,75E-07	2,36E-13	-*
10	3,08E-08	1,34E-07	8,33E-08	3,68E-09	-	-
	Викид з аварійного ПГ					
	A (4 м/с)	B (7 м/с)	C (8 м/с)	D (10 м/с)	E (3 м/с)	F (4 м/с)
0,1	4,27E-07	5,80E-07	9,03E-07	1,05E-06	5,06E-08	1,20E-13
1	3,49E-07	4,32E-07	5,35E-07	4,54E-07	1,21E-12	-
10	1,58E-07	1,49E-07	8,36E-08	2,62E-08	-	-

* Прочерк означає, що величина менша ніж $1E-14$

H=10 м (неущільнений енергоблок);

H=60 м (бай пас крізь аварійний ПГ).

Q – теплова потужність викиду перерахована у вати;

u_0 – максимальна із сумісних з цією категорією швидкість вітру на висоті 10 м.

$$\Delta H(\Phi, x) = \frac{0.044}{u(H)} \cdot (Q)^{\frac{1}{3}} \cdot x^{\frac{2}{3}} - \text{залежність висоти}$$

теплого підймання радіоактивної хмари (ΔH) від відстані, на якій проводяться оцінки дози опромінення (x), швидкості вітру на висоті викиду та теплової потужності викиду (Φ) [6].

$$u(H) = u_0 \cdot \left(\frac{H}{H_0}\right)^{0.2} - \text{швидкість вітру на висоті H [7].}$$

У разі, коли відомі кінетичні параметри викиду, такі як лінійна швидкість потоку, додатково, у разі викиду крізь аварійний ПГ, можна врахувати і додатковий підйом факела викиду внаслідок кінетичної енергії струменя.

У Таблиці 5 наведена кратність перевищення рівнів втручання, розрахована відповідно до максимальних факторів метеорологічного розведення для кожного з шляхів викиду з АЗ у навколишнє середовище (для проведення розрахунків доз використовувались можливості програми HotSpot [8]). Виділенням позначені органи, які отримують дози опромінення більші ніж рівні безумовного термінового втручання та кратності цих перевищень.

Проведені розрахунки демонструють, що енергетична складова викиду є суттєвим фактором впливу на радіаційний стан навколо аварійного енергоблока. Її врахування під час оцінки радіаційних наслідків буде, з одного боку, від-

повідати фізичним процесам, які супроводять викид радіоактивних речовин у навколишнє середовище внаслідок важких аварій на АЕС, а з іншого – підвищить реалістичність прогнозу, що не менш важливо для прийняття оптимальних рішень щодо захисту населення.

Вплив тривалості викиду. Через збільшення тривалості викиду ми будемо мати справу з двома, в певному сенсі, конкуруючими факторами. Фактором виснаження викиду (Рисунок 1) внаслідок природних процесів очищення, та фактором зменшення висоти викиду через зменшення його теплової потужності.

Звісно, що перший фактор призводить до зменшення приземної концентрації радіонуклідів на всіх відстанях від аварійного енергоблока, а другий – до її збільшення на близьких відстанях саме там, де радіаційний вплив є найбільш критичним. Для оцінки впливу тривалості викиду на отримані вище результати, скористаємось припущенням, що теплова потужність викиду оберненопропорційна його тривалості. На Рисунку 2 показано залежність від часу відношення максимального значення фактора метеорологічного розведення під час залпового викиду (для якого були проведені оцінки кратності перевищення рівнів втручання) до фактора метеорологічного розведення за умови, що викид продовжується певний період часу: (а) газовий зазор, б) міжзерновий простір, в) плавлення палива).

Примітка. За відсутності даних щодо залежності від часу фактора виснаження для викиду крізь аварійний ПГ, були використані ті самі параметри, що і для залежності від часу фактора виснаження для викиду з неущільненого енергоблока.

Таблиця 5 – Кратність перевищення рівнів термінового втручання для кожного з типів викиду з АЗ у навколишнє середовище

Назва органа	Рівень втручання (Гр)	Тип викиду з АЗ					
		Газовий зазор		Границя зерна		Плавлення АЗ	
		ГО	ПГ	ГО	ПГ	ГО	ПГ
Все тіло (кістковий мозок)	1	1,06E-01	5,38E-02	4,66E-01	4,64E-02	2,18E-01	3,81E-02
Легені	6	2,82E-02	1,43E-02	1,55E-01	1,23E-02	5,01E-02	5,26E-02
Шкіра	3	3,34E-02	1,70E-02	1,69E-01	1,46E-02	4,91E-02	2,58E-02
Щитовидна залоза	5	1,52E+00	7,74E-01	1,19E+01	6,65E-01	3,30E+00	2,89E+00
Кришталік ока	2	5,01E-02	2,54E-02	2,54E-01	2,19E-02	1,50E-01	5,26E-02
Гонади	2	5,29E-02	2,69E-02	2,33E-01	2,31E-02	1,09E-01	7,73E-01
Плід	0,1	1,06E+00	5,38E-01	4,66E+00	4,64E-01	2,18E+00	7,73E-01

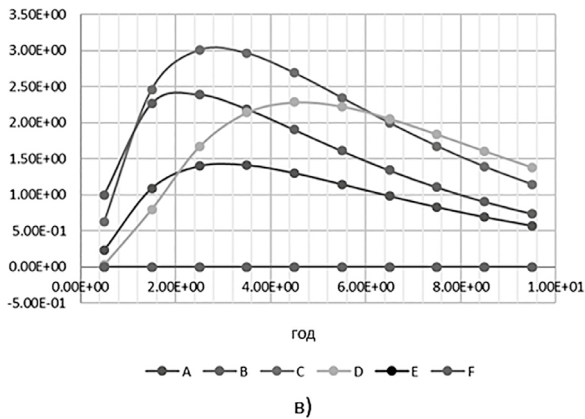
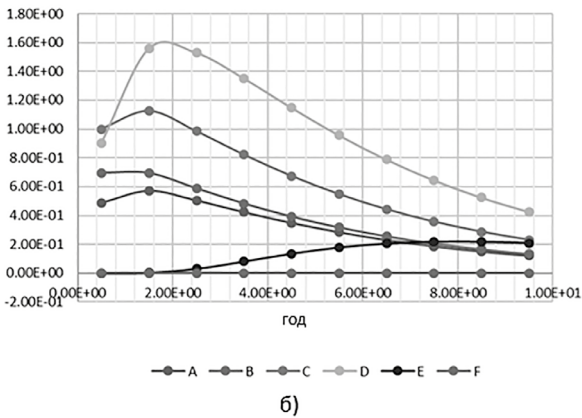
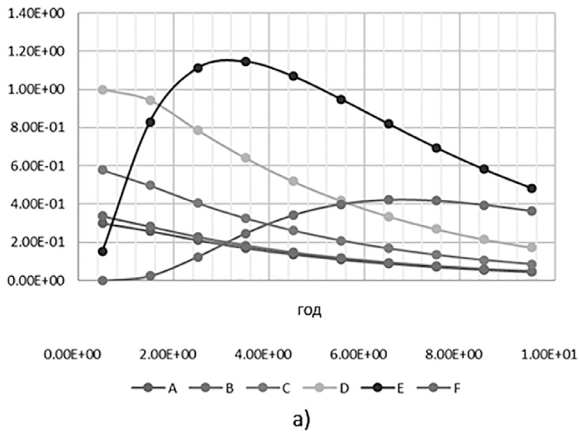


Рисунок 2 – Залежність від часу відношення максимального значення фактора метеорологічного розведення під час залпового викиду до факторів метеорологічного розведення у разі тривалого викиду

З Рисунок 2 видно, що максимальна доза, отримана населенням під час тривалого викиду (в декілька годин), буде більшою порівняно із залповим викидом, і тому оцінка, наведена в Таблиці 4, не є консервативною. Найгірший з погляду радіаційних наслідків час тривалості викиду від двох до чотирьох годин. Притому збільшення дози коливається між 20 % до 300 % залежно від енергетичної складової викиду. Це означає, що кратності перевищення рівнів втручання для

кожного з типів викиду з АЗ у навколишнє середовище в консервативному випадку можуть бути більшими у відповідну кількість разів. Якщо виходити з консервативних міркувань, то найбільшою кратністю перевищення рівнів термінового втручання за всіма випадками буде кратність перевищення рівня втручання опромінення щитовидної залози (округлено в 20 разів) та плоду (округлено у 8 разів). Притому, якщо поглинута доза опромінення щитовидної залози формується внаслідок внутрішнього опромінення, то поглинута доза опромінення плоду формується внаслідок зовнішнього опромінення.

Захисні заходи

Йодна профілактика. Розрахунки радіаційних наслідків аварійних викидів АЕС для різних типів пошкодження АЗ на короткому відрізку часу показали, що може виникнути необхідність застосування швидких заходів із захисту населення (більшою або меншою мірою) незалежно від обраного типу викиду.

На ранній фазі розвитку аварії опромінення, внаслідок проходження радіоактивної хмари, загалом відбувається інгаляційним надходженням радіоактивних аерозолів та газів безпосередньо з радіоактивної хмари та випромінюванням від самої хмари. Відповідно до названих чинників захисні заходи на ранній фазі аварії мають бути направлені на захист від зовнішнього та внутрішнього опромінення. Одним видом захисту можна вважати блокування щитовидної залози препаратами, які вміщують стабільний йод. На Рисунок 3 зображена залежність ефективності таких препаратів від часу їх застосування [9].

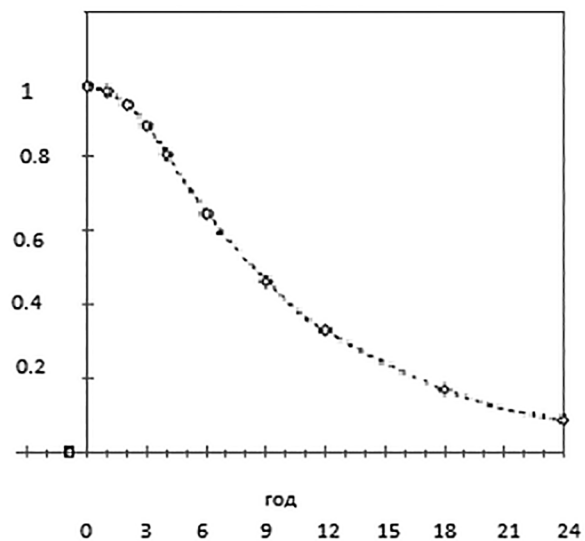


Рисунок 3 – Залежність ефективності йодної профілактики від часу її проведення після надходження радіоїоду до організму людини

Тому, якщо йдеться про консервативний сценарій розвитку аварії, швидке проведення йодної профілактики (наприклад, протягом 3 годин) зменшить дозу опромінення щитовидної залози приблизно в 5, але ніяк не в 20 разів.

Захист від зовнішнього опромінення, зумовленого проходженням радіоактивної хмари. Ефективність захисту від зовнішнього опромінення під час проходження радіоактивної хмари у разі укриття в приміщеннях визначається екрануючими властивостями матеріалу самої споруди та величиною площі поверхні з послабленим захистом, якою, передусім, є вікна або двері приміщення. Типова ситуація – це екрановане стінами з усіх сторін приміщення з віконним блоком (типове приміщення). У припущенні, що радіоактивна хмара – це півпростір з рівномірно розподіленою активністю РН, найбільший потік випромінювання, що проникає в приміщення ззовні, буде спостерігатися на осі, яка проходить крізь геометричний центр вікон перпендикулярно до їх поверхні. Потік іонізуючого випромінювання в кожній точці для типового приміщення буде мати дві складові:

P_1 – складова, зумовлена проходженням іонізуючого випромінювання крізь стіни приміщення;

P_2 – складова, зумовлена проходженням іонізуючого випромінювання крізь вікно.

Інтегральним показником захисних властивостей приміщення від зовнішнього іонізуючого випромінювання є кратність послаблення потужності поглинутої дози зовнішніми стінами споруди. Цей параметр дорівнює відношенню потужності поглинутої дози зовні споруди до потужності поглинутої дози всередині споруди на певній відстані від внутрішньої поверхні стіни або вікна і залежить від матеріалу захисної споруди, геометричних параметрів поверхні, крізь яку гама-випромінювання потрапляє в середину приміщення та радіонуклідного складу аварійного викиду. Для його розрахунку потрібно знати спектральні характеристики потоку іонізуючого випромінювання на відкритому повітрі та в напрямку зовнішньої поверхні захисної споруди (току іонізуючого випромінювання).

Приклад 1. У разі, коли джерелом іонізуючого випромінювання є півпростір, аналітичний вигляд залежності току фотонів від їх енергії в напрямку площини розділу двох середовищ (див. наприклад [10]) має вигляд:

$$\vec{\Phi} = \frac{q(e_i)}{4\alpha_{air}(e_i)} \cdot \vec{r} \quad (3)$$

де:

$\alpha_{air}(e_i)$ – коефіцієнт лінійного послаблення повітрям фотонів з енергією e_i (см⁻¹);

$q(e_i)$ – об'ємна щільність потоку фотонів з енергією e_i в півпросторі, (см⁻³с⁻¹);

\vec{r} – одиничний вектор нормальний до площини розділу двох середовищ (см).

У Таблиці 6 наведено розрахований із використанням можливостей програми MicroShield-10 [11] потік фотонів $\vec{\Phi}$ у напрямку площини захисту, зумовлений сумішшю РН із сумарною активністю 1 Бк/м³ із заданим парціальним складом, характерним для випадку виходу РН з АЗ унаслідок її плавлення.

Таблиця 6 – Розподіл за енергіями потоку фотонів $\vec{\Phi}$ в напрямку площини захисту

e_i (Мев)	$\alpha_{air}(e_i)$ (1/см)	$q(e_i)$, (см ⁻³ с ⁻¹)	$\vec{\Phi}(e_i)$, (см ⁻² с ⁻¹)
0,015	1,86E-03	2,65E-08	3,56E-06
0,02	8,80E-04	1,28E-10	3,63E-08
0,03	3,96E-04	1,41E-07	8,90E-05
0,04	2,82E-04	3,41E-09	3,02E-06
0,05	2,40E-04	8,33E-09	8,70E-06
0,06	2,19E-04	3,08E-10	3,52E-07
0,08	1,97E-04	6,83E-08	8,65E-05
0,1	1,84E-04	2,43E-09	3,30E-06
0,15	1,64E-04	3,00E-08	4,59E-05
0,2	1,50E-04	1,09E-07	1,83E-04
0,3	1,30E-04	1,94E-08	3,74E-05
0,4	1,16E-04	1,03E-07	2,21E-04
0,5	1,06E-04	1,66E-07	3,90E-04
0,6	9,81E-05	1,75E-07	4,45E-04
0,8	8,62E-05	3,70E-07	1,08E-03
1	7,75E-05	1,35E-07	4,35E-04
1,5	6,31E-05	1,13E-07	4,46E-04
2	5,42E-05	6,97E-08	3,22E-04
3	4,36E-05	7,94E-09	4,56E-05

Як наголошувалось раніше, ефективність захисту від зовнішнього опромінення під час проходження радіоактивної хмари у разі укриття в приміщеннях визначається, зокрема, екрануючими властивостями матеріалу самої споруди. У Таблиці 7 наведені порівняння цих властивостей для різних товщин захисту та різних будівельних матеріалів (деревина щільністю 0,5 г/см³, пориста цегла щільності 1,2 г/см³, звичайного бетону щільністю 2,35 г/см³) для концентрації в повітрі суміші заданого складу 1 Бк/м³ за формулою:

$$k_{h,s} = \frac{\sum_i d_i \cdot Q_i}{\sum_j D_j(\alpha_s(e_j), h, \Phi(e_j))} \quad (4)$$

де:

$k_{h,s}$ – кратність послаблення дії іонізуючого випромінювання в дозовому еквіваленті;

d_i – дозовий коефіцієнт зовнішнього опромінення для i -го РН для джерела у вигляді півпростору [б], Зв·м³/(сБк);

Q_i – концентрація i -го РН у радіоактивній хмарі

$$\text{рі } \frac{\text{Бк}}{\text{м}^3} \left(\sum_i Q_i = 1 \frac{\text{Бк}}{\text{м}^3} \right);$$

$D_j(x, y, z)$ – функція залежності потужності ефективної дози в напрямку протилежному напрямку випромінювання:

x – коефіцієнт лінійного послаблення потоку фотонів,

y – товщина захисту,

z – щільність потоку фотонів (Таблиця 2);

$\alpha_s(e_j)$ – коефіцієнт лінійного послаблення потоку фотонів з енергією e_j матеріалом «s»;

h – товщина захисту;

$\Phi(e_j)$ – складова щільності потоку фотонів з енергією e_j на зовнішню поверхню захисту (Таблиця 6).

Зазначені в Таблиці 7 кратності послаблення потужності ефективної дози можуть тільки ілюструвати відносні властивості будівельних матеріалів щодо захисту від зовнішнього іонізуючого випромінювання. Суттєву корекцію даних Таблиці 7 в бік підсилення захисної спроможності вносить геометричний фактор, пов'язаний з розмірами поверхні, яка безпосередньо звернена назовні будівлі, й крізь яку іонізуюче випромінювання потрапляє у середину приміщення.

Приклад 2. Кратність послаблення потужності ефективної дози, що зумовлена потоком іонізуючого випромінювання крізь прямокутну цегляну стіну 2,5 м×2 м×0,3 м (2,5 м – висота стіни, 2 м – ширина, 0,3 м – товщина) на відстані 1 м від центру стіни буде становити 147 разів проти наведених у Таблиці 7 – 33,2 раза.

Звісно, якщо в приміщенні всі стіни та стеля, виходять назовні, то для невеликих приміщень

кратності послаблення для випадку, коли захист моделюється нескінченною пластиною порівняно з кінцевими геометричними розмірами стін та стелі, приблизно збігаються.

Прорізи вікон та дверей є найбільш уразливими місцями з погляду зовнішнього опромінення від радіоактивної хмари. Кратність ослаблення потужності дози зовнішнього опромінення від радіоактивної хмари в приміщенні біля вікон залежить від їх геометричних розмірів та товщини скла. З основними існуючими стандартами розмірів вікон можна ознайомитись, наприклад, за посиланням: <https://perfect-okna.com.ua/statti/standartnii-rozmir-vikna>.

Приклад 3. Розглянемо одну з найбільш типових ситуацій – балконний блок: двері 0,75 м × 2,15 м, вікно 1,4 м × 1,4 м і два типи склопакетів: подвійний – два скла товщиною 4 мм кожне та потрійний – 3 скла товщиною 4 мм кожне. Геометрія захисту показана на Рисунку 4. Кратність послаблення потужності дози розраховується по центру дверей на відстані 1 м від поверхні скла і становить для товщини скла 8 мм – 25,6, для товщини скла 12 мм – 27,7. Для порівняння візьмемо вікно з двостулковою конструкцією 1,28 м × 1,34 м з подвійним склопакетом.

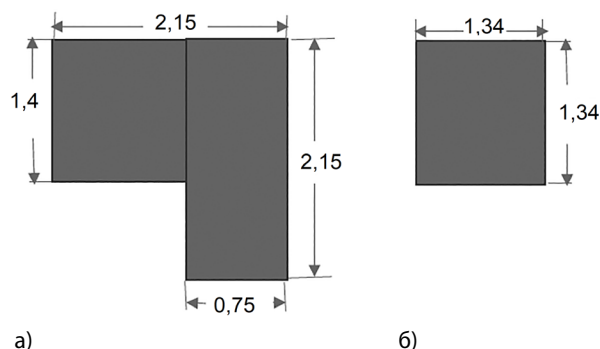


Рисунок 4 – Геометричні розміри типових склопакетів а) балконний блок, б) вікно з двостулковою конструкцією

Кратність послаблення потужності дози по центру вікна на відстані 1 м від поверхні скла буде становити 35.

Таблиця 7 – Кратності послаблення потужності ефективної дози для різних типів будівельних матеріалів

Матеріал захисту	Товщина захисту (см)				
	10	20	30	40	50
Деревина	2,94E+00	4,64E+00	6,87E+00	9,88E+00	1,40E+01
Цегла	8,41E+00	1,30E+01	3,32E+01	5,97E+01	1,21E+02
Бетон	1,26E+01	5,67E+01	2,22E+02	7,86E+02	2,59E+03

Із наведених прикладів 1 – 3 видно:

великий вплив на кратність послаблення потужності дози, як у випадку з суцільною стіною, так і у випадку з віконним блоком, має фактор обмеження потоку іонізуючого випромінювання через геометричний чинник;

укриття в побутових приміщеннях може бути ефективним захистом від зовнішнього опромінення на випадок раннього викиду.

Захист від внутрішнього опромінення, зумовленого проходженням радіоактивної хмари. Внутрішнє опромінення населення, яке під час проходження радіоактивної хмари знаходиться в приміщенні, зумовлено надходженням зовнішнього повітря до внутрішнього простору приміщення і залежить від інтенсивності повітрообміну між приміщенням та зовнішнім середовищем. Захисні властивості окремого приміщення щодо дози внутрішнього опромінення інгаляційним надходженням РН для i -го РН можна виразити співвідношенням:

$$k_{inh} = \frac{v_0 \cdot T \cdot q_{0,i}}{\int_0^T v_1(t) \cdot q_{1,i}(t) \cdot dt} \quad (5)$$

де:

v_0 – інтенсивність дихання на відкритому повітрі, $\text{м}^3 \cdot \text{год}^{-1}$;

T – час проходження радіоактивної хмари, год;

$q_{0,i}$ – концентрація i -го РН в повітрі під час проходження радіоактивної хмари (вважається постійною величиною), $\text{Бк} \cdot \text{м}^{-3}$;

$v_1(t)$ – інтенсивність дихання в закритому приміщенні, $\text{м}^3 \cdot \text{год}^{-1}$;

$q_{1,i}(t)$ – концентрація i -го РН в повітрі закритого приміщення під час проходження радіоактивної хмари.

Функція $q_{1,i}(t)$ для приміщення з корисним об'ємом V під час проходження радіоактивної хмари відповідає рівнянню:

$$V \cdot \frac{dq_{1,i}(t)}{dt} = v \cdot (q_{0,i} - q_{1,i}(t)) \quad (6)$$

де v – інтенсивність надходження зовнішнього повітря в приміщення $\text{м}^3 \cdot \text{год}^{-1}$.

Відношення $\varsigma = \frac{v}{V}$ називається кратністю повітрообміну.

Якщо нехтувати залежністю інтенсивності дихання від кратності повітрообміну (велика кількість людей, що перебуває в приміщенні) та зменшенням концентрації радіоактивних речовин у повітрі замкнутого приміщення внаслідок осадження на поверхні та в легенях, співвідношення (1) з урахуванням (2) буде мати такий вигляд:

$$k_{inh} = \frac{1}{1 - \left(\frac{1 - e^{-\varsigma T}}{\varsigma \cdot T} \right)} \quad (7)$$

Із (7), наприклад, впливає, що для $\varsigma = 1$ і $T = 1$ год $k_{inh} = e$ (2,72). Схожий показник наведено в [3] як кратність зменшення дози внутрішнього опромінення в житлових будинках.

Отже, якщо на час проходження радіоактивної хмари зменшити повітрообмін із зовнішнім середовищем (відключити вентиляцію та зачинити всі вікна та двері), то в ідеальному випадку значення k_{inh} можна зробити яким завгодно великим. Притому, як показують розрахунки, запасу часу в 2 – 3 години вистачить для того, щоб здоров'я людей, які перебувають у непровітрюваному приміщенні, не зазнало шкоди.

У реальному випадку забезпечити повну ізоляцію приміщень досить складно, з огляду на проникність у приміщення повітряних мас ззовні крізь нещільності вікон та дверей. Згідно з європейським стандартом EN 14351[0] існує 4 класи щільності:

1 клас (вікна продуваються): в закритому положенні вікно пропускає $50 \text{ м}^3 / (\text{м}^2 \cdot \text{год})$ за різниці тиску 100 Па (найгірший клас);

2 клас (не герметичні) – $27 \text{ м}^3 / (\text{м}^2 \cdot \text{год})$ за 100 Па;

3 клас (слабо герметичні) – $9 \text{ м}^3 / (\text{м}^2 \cdot \text{год})$ за 100 Па;

4 клас (герметичні) – $3 \text{ м}^3 / (\text{м}^2 \cdot \text{год})$ за 100 Па.

Якщо припустити, що надлишковий тиск

$$\Delta p = 100 \text{ Па створюється напором вітру } \Delta p = \frac{u_{100}^2 \cdot \rho}{2}$$

(ρ – густина повітря), то величина швидкості вітру, яка відповідає тиску 100 Па, буде становити

$$u_{100} = \sqrt{\frac{2 \cdot \Delta p}{\rho}} = 12,52 \text{ м / с.}$$

Залежність величини проникності повітря в приміщення від швидкості вітру має накладати певні обмеження на вибір категорії стійкості атмосфери у разі проведення розрахунків доз опромінення.

Приклад 4. У Таблиці 8 для різних швидкостей вітру наведені результати оцінки коефіцієнта k_{inh} внаслідок нещільності віконних блоків та найбільш консервативного, з усіх можливих, варіанта категорії стійкості атмосфери для таких припущень:

час проходження радіоактивної хмари складає 1 годину;

забезпечене повне відключення вентиляції;

проникність у приміщення повітряних мас ззовні крізь нещільності вікон пропорційна швидкості вітру (це припущення робиться з міркувань розмірності);

типове приміщення має площу $13,56 \text{ м}^2$ (мінімальна за законодавством корисна площа на одну людину) за висоти стелі 2,5 м та типовий віконний блок (Рисунок 3,а)).

Таблиця 8 – Результати оцінки коефіцієнта k_{inh} внаслідок нещільності віконних блоків та найбільш консервативного варіанту категорії стійкості атмосфери

Швидкість вітру, м/с	Клас щільності				Категорія стійкості атмосфери*
	1	2	3	4	
1	5,45	9,50	27,13	80,03	F
2	3,09	5,10	13,90	40,35	E
3	2,32	3,64	9,50	27,13	E
4	1,94	2,92	7,30	20,51	D
5	1,72	2,49	5,98	16,55	D
6	1,57	2,20	5,10	13,90	D
7	1,48	2,00	4,47	12,01	D
8	1,40	1,86	4,01	10,60	D
9	1,35	1,74	3,64	9,50	D
10	1,31	1,65	3,35	8,62	D

* Наводиться найбільш консервативний варіант з усіх можливих для цієї швидкості вітру.

Виділеним шрифтом у Таблиці 8 вказано клас щільності вікон, які, за умови проведення йодної профілактики протягом 2-3 годин після аварійного викиду та повної відсутності повітрообміну через відключення приточної вентиляції, будуть становити ефективний захист від опромінення щитовидної залози дозою, яка перевищує критерій з термінових контрзаходів у 20 разів.

Висновки

Наведені в статті оцінки свідчать про важливість піднятого питання щодо включення положення про ранній аварійний викид в нормативні документи України. Отримані результати хоча і не дають у загальній постановці однозначної відповіді щодо відповідності існуючих легководних реакторів вимогам, які стосуються унеможливлення раннього аварійного викиду в зазначеному на початку статті формулюванні, але під час застосування реалістичного підходу до моделювання джерела викиду під час швидкого розвитку аварії та врахування об'єктивно існуючих захисних можливостей споруд і будівель житлового та господарського комплексу дотримання цих вимог є цілком реальним.

Проведенні в Україні заходи з підвищення безпеки енергоблоків у напрямку впровадження системи примусового скиду тиску практично гарантують цілісність контейнера і тим самим знімають цілу низку питань щодо викиду з неущільненого енергоблока, що працює на потужності, залишив-

ши відкритим питанням викиду крізь аварійний ПГ.

У статті наведені методичні підходи з моделювання джерела викиду та оцінки захисних властивостей будівель і приміщень житлового та господарського призначення, які можуть бути застосовані під час проведення досліджень на відповідність вимогам щодо практичного унеможливлення «раннього (early radioactive release)» радіоактивного викиду для окремого енергоблока.

Очевидним є, що впровадження норми щодо унеможливлення раннього аварійного викиду буде вимагати від експлуатуючої організації:

переоцінки безпеки енергоблоків щодо запроєктних аварій відповідно до критерію недопущення раннього викиду із застосуванням більш реалістичних підходів визначення джерела викиду, врахування його теплової потужності (та/або кінетичної енергії) та визначення розмірів зон, для яких можуть бути порушені критерії щодо застосування безумовно виправданого термінового втручання;

у зонах (див. попередній буліт), для яких можуть бути порушені критерії щодо застосування безумовно виправданого термінового втручання, проведення аудиту будівель і споруд житлового та господарського комплексу щодо спроможності виконувати функції захисту населення під час проходження радіоактивної хмари;

внесення змін до аварійних планів АЕС щодо їх гармонізації з реально існуючими можливостями захисту населення під час проходження радіоактивної хмари та результатами аналізу запроєктних аварій відповідно до критерію з недопущення раннього викиду;

удосконалення (за необхідності) організаційних засад проведення йодної профілактики та оповіщення населення в період гострої фази аварії в контексті захисту від раннього викиду.

Стаття може бути корисною для всіх, хто займається безпекою АЕС та питаннями аварійного реагування.

Список використаної літератури

1. 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. Official Journal of the European Union. Vol. 57. P. 42–52.
2. WENRA RHWG. Report on the Status of the Implementation of the 2014 Safety Reference Levels in National Regulatory Frameworks as of 1 January 2019. Annual Quantitative Reporting by RHWG. 16 April 2019. 4 p.
3. НРБУ-97. Норми радіаційної безпеки України. Державні гігієнічні нормативи. ДГН 6.6.1.-6.5.001-98. Затвердж. постановою Головного державного санітарного лікаря України від 01.12.1997 № 62.

4. NUREG 1228. Source Term Estimation During Incident Response to Severe Nuclear Power Plant Accidents. United States, 1988. doi:10.2172/6822946.
5. NUREG-0956. Reassessment of the Technical Bases for Estimating Source Terms. United States, 1986.
6. Радиоактивные выбросы в атмосфере. Справочник. Москва: Энергоатомиздат, 1991.
7. ДСТУ ІЕС 61400-1-2001. Системи турбогенераторні вітряні. Частина 1. Вимоги безпеки (ІЕС 61400-1:1999, IDT). К.: Держспоживстандарт України, 2003.
8. HotSpot 3.0. Homann S., Aluzzi F., Software Manual, LLNL-SM-636474.
9. Guidelines for Iodine Prophylaxis following Nuclear Accidents. Update 1999. Geneva: World Health Organization, 1999, 39 p.
10. Бергельсон Б. Р., Зорикоев Г.А. Справочник по защите от протяженных источников. Москва: Атомиздат, 1965. 177 с.
11. MicroShield User's Manual Version 10.XX. Copyright 1992 - 2014 Grove Software, a Division of Grove Engineering, Inc. URL: <http://www.radiationsoftware.com>.
12. CEN - EN 14351-1. Windows and doors - Product standard, performance characteristics - Part 1: Windows and external pedestrian doorsets. Brussels: CEN, 2016. 80 p.

References

1. 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. *Official Journal of the European Union*, (57), 42–52.
2. WENRA RHWG. Report on the status of the implementation of the 2014 Safety reference levels in national regulatory frameworks as of 1 January 2019. Annual Quantitative Reporting by RHWG, 4.
3. NRB-97. Radiation Safety Standards of Ukraine. State Health and Safety Regulations (DGN 6.6.1.-6.5.001-98) approved by Order of the Chief State Medical Doctor of Ukraine No. 62 dated 01 December 1997.
4. NUREG 1228. Source term estimation during incident response to severe nuclear power plant accidents. United States, 1988. doi:10.2172/6822946.
5. NUREG-0956. Reassessment of the technical bases for Estimating source terms. United States, 1986.
6. Radioactive release in the atmosphere. Guidance. Moscow, Energoatomizdat, 1991.
7. DSTU IEC 61400-1-2001. Wind turbine generator systems. Part 1. Safety Requirements (IEC 61400-1:1999, IDT). Kyiv, Derzhspozhyvstandart of Ukraine, 2003.
8. Homann S., Aluzzi F. HotSpot 3.0. Software Manual, LLNL-SM-636474.
9. Guidelines for iodine prophylaxis following nuclear accidents. Update 1999. Geneva, World Health Organization, 39.
10. Bergelson, B., Zorikoiev, G. (1965). Guidance on protection from extended sources. Moscow, Atomizdat, 177.
11. MicroShield User's Manual Version 10.XX. Copyright 1992 – 2014, Grove Software, Division of Grove Engineering, Inc. Retrieved from: <http://www.radiationsoftware.com>.

12. CEN - EN 14351-1. (2016). Windows and doors. Product standard, performance characteristics. Part 1: Windows and external pedestrian doorsets. Brussels, CEN, 80.

Radiological Aspects of Public Protection at Early Release Stage of NPP Severe Accident

Bogorad V., Slepchenko O., Lytvynska T., Bielykh D., Kalyta I., Poludnenko V.

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

In the modern world, nuclear energy is one of the most economically feasible sources of energy. Although related risks are of a great public interest, they are quite obvious and predictable. The steady risk reduction trend is based on two main areas: improvement of nuclear power plant design basis and enhancement of emergency preparedness at all levels. Such a trend is maintained by more strict requirements for licensees from states and international competent authorities. Recently, practical elimination of an early radioactive release at a nuclear power plant is one of the most significant requirements for NPP safety. The paper covers issues focusing on how this requirement will be implemented within national radiation safety standards, namely within the regulations of the third group on intervention in the case of a radiological emergency, and whether Ukraine is ready to implement this standard for operating NPPs.

The paper addresses the following issues: determination of an early release, available interval, theoretical grounds applied to assess an early release and public exposure doses.

All the results presented in the paper are of an evaluative nature. The attention is focused not on specific features of a particular power unit or settlement, but on general physical principles of modeling the source term and protective properties of the premises.

Keywords: early emergency radioactive release, exposure dose, power unit, environment, radiation.

Отримано 17.07.2020.