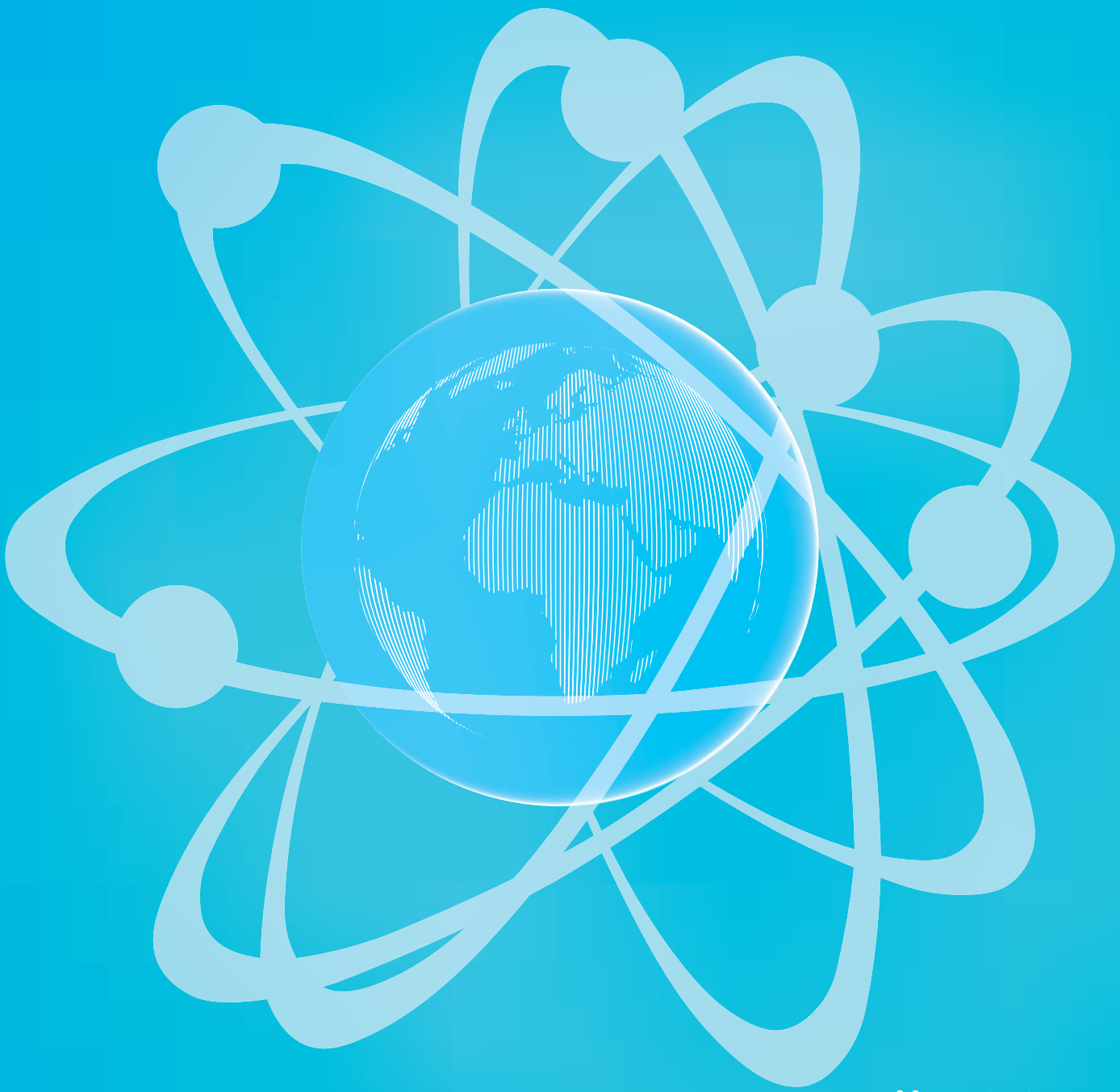
ISSN 2311-8253

# ЯДЕРНА ЕНЕРГЕТИКА ТА ДОВКІЛЛЯ

## NUCLEAR POWER AND THE ENVIRONMENT



№ 2 (14) 2019

Науково-технічний журнал

# ЯДЕРНА ЕНЕРГЕТИКА ТА ДОВКІЛЛЯ

# NUCLEAR POWER AND THE ENVIRONMENT

№ 2 (14) 2019

**Співзасновники**:
ДП «Державний науково-інженерний центр систем контролю та аварійного реагування» (ДП «ДНІЦ СКАР»)
Інститут проблем безпеки атомних електростанцій Національної академії наук України (ІПБ АЕС НАН України)
ГО «Українське ядерне товариство»

**Виходить 4 рази на рік**
Свідоцтво про державну реєстрацію друкованого засобу масової інформації Серія КВ № 23679-13519пр від 20.12.2018 р.

Видання входить до затвердженого Департаментом атестації кадрів МОН України переліку фахових видань (Наказ Міністерства освіти і науки України № 1528 від 29.12.2014 р.)

**Адреса редакції:**
Інститут проблем безпеки атомних електростанцій НАН України,
03028, м. Київ, вул. Лисогірська, 12, тел.: (044) 525-24-72
E-mail: i.kutsyna@ispnpp.kiev.ua, o.a.purtov@gmail.com

Затверджено до друку вченою радою Інституту проблем безпеки атомних електростанцій НАН України (протокол № 7 від 12.08.2019 р.)

Підписано до друку 19.08.2019. Формат 60×90 1/8.
Папір крейдяний. Друк офсет. Умов. друк. арк. 11
Тираж 200 пр. Зам. № 388

**Віддруковано** в ТОВ «Календар ТМ»,
02099, м. Київ, вул. Бориспільська, 9.

**Головний редактор**
*Носовський А. В.*, чл.-кор. НАН України, д-р техн. наук, проф. (ІПБ АЕС НАН України)

**Заступники головного редактора**
*Щербін В. М.*, канд. фіз.-мат. наук (ІПБ АЕС НАН України),
*Масько О. М.*, канд. хім. наук (ДП «ДНІЦ СКАР»)

**Редакційна колегія**
*Бондарьков М. Д.*, д-р техн. наук (ДНДУ «Чорнобильський центр з проблем ядерної безпеки, радіоактивних відходів та радіоекології»),
*Борисенко В. І.*, д-р техн. наук (ІПБ АЕС НАН України),
*Васильченко В. М.*, канд. техн. наук (ДП «ДНІЦ СКАР»),
*Габєлков С. В.*, д-р фіз.-мат. наук (ІПБ АЕС НАН України),
*Дубковський В. О.*, д-р техн. наук, проф. (ОНПУ),
*Інюшев В. В.*, канд. техн. наук (ДП «ДНІЦ СКАР»),
*Кравченко В. П.*, д-р техн. наук, проф. (ОНПУ),
*Корольов О. В.*, д-р техн. наук, проф. (ОНПУ),
*Куц В. М.*, канд. фіз.-мат. наук (ДП «ДНІЦ СКАР»),
*Новосьолов Г. М.*, канд. фіз.-мат. наук (ДП «ДНІЦ СКАР»),
*Прістер Б. С.*, акад. УААН, д-р біол. наук, проф. (ІПБ АЕС НАН України),
*Протасов О. О.*, д-р біол. наук, проф., Інститут гідробіології НАН України
*Пшинко Г. М.*, д-р хім. наук (ІКХХВ ім. А. В. Думанського НАН України)
*Рязанов В. В.*, д-р фіз.-мат. наук (ІЯД НАН України),
*Талерко М. М.*, д-р техн. наук (ІПБ АЕС НАН України),
*Шараєвський І. Г.*, д-р техн. наук (ІПБ АЕС НАН України),
*Hyatt N.*, PhD, BSc, проф. (Ун-т Шеффілда, Велика Британія),
*Pretzsch G.*, Dr., (GRS, Німеччина),
*Schillebeeckx P.*, Dr., (JRC, Бельгія),
*Washiya T.*, Dr., (JAEA, Японія)

**Відповідальні секретарі**
*Куцина І. В.* (ІПБ АЕС НАН України),
*Пуртов О. А.*, канд. фіз.-мат. наук (ДП «ДНІЦ СКАР»)

**Комп'ютерна верстка** *Лютого А. О.* (ІПБ АЕС НАН України)

© ДП «Державний науково-інженерний центр систем контролю та аварійного реагування», 2019
© Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, 2019
© ГО «Українське ядерне товариство», 2019

Київ 2019

## ЗМІСТ

*Борисенко В. І., Будик Д. В., Горанчук В. В.*
Контроль потужності ВВЕР-1000 на основі
сигналів нейтронних детекторів ..... 3

*Скалозубов В. И., Гриб В. Ю., Королев А. В.,*
*Габлая Т. В., Кочнева В. Ю.*
Стратегии управления авариями при полной длительной
потере электроснабжения на ядерных энергоустановках ..... 14

*Габелков С. В., Жиганюк И. В., Кудлай В. Г.,*
*Пархомчук П. Е., Чиколовец С. А.*
Фазовый состав необлученного
ядерного топлива 4-го блока
Чернобыльской атомной электростанции ..... 21

*Yehorov V. V., Paskevych S. A.,*
*Pavlovsky L. I., Balan O. V.*
Experience and prospects of a shielding
in the implementation of works
on the transformation of the Shelter Object
into an ecologically safe system ..... 26

*Лагуненко А. С., Хан В. Е., Одинцов А. А.,*
*Калиновский А. К., Ковальчук В. П.,*
*Кравчук Т. А., Филиппов А. В., Попов М. Н.*
Радиоактивные аэрозоли около скопления
лавообразных топливосодержащих материалов
в помещении 012/15 объекта «Укрытие» в 2017–2018 гг. ..... 31

*Скорбун А. Д., Кучмагра О. А.,*
*Сплошной Б. М., Дорошенко А. О.*
Періодичності у сигналах
довготривалих вимірювань гамма-фону
в Чорнобильській зоні відчуження ..... 39

*Talerko M. M., Lev T. D., Kireev S. I.,*
*Kashpur V. O., Kuzmenko G. G.*
Evaluation of radioactive air contamination
due to a forest fire within the Exclusion Zone
on June 5–8, 2018 ..... 47

*Новосьолов Г. М., Масько О. М.*
Про радіаційний вплив Запорізької
та Южно-Української АЕС на довкілля ..... 58

*Протасов А. А., Немцов А. А., Масько А. Н.*
Применение европейских принципов
природоохранной деятельности в стандарте
гидробиологического мониторинга водных
техноэкосистем АЭС ГП «НАЭК "Энергоатом"» ..... 71

*Барбашев С. В., Киров В. С.,*
*Комарова Я. О., Кравченко В. П.*
Формирование культуры безопасности
у студентов атомных специальностей
в вузах Украины ..... 78

Правила для авторів ..... 85

## CONTENTS

*Borysenko V. I., Budik D. V., Goranchuk V. V.*
VVER-1000 power monitoring based
on neutron detector signals ..... 3

*Skalozubov V. I., Grib V. Yu., Korolev A. V.,*
*Gablaya T. V., Kochneva V. Yu.*
Blackout accident management strategies
at nuclear power plants ..... 14

*Gabielkov S. V., Zhyganiuk I. V., Kudlai V. G.,*
*Parkhomchuk P. E., Chikolovets S. A.*
Phase composition of non-irradiated
nuclear fuel from 4th unit
of Chornobyl Nuclear Power Plant ..... 21

*Yehorov V. V., Paskevych S. A.,*
*Pavlovsky L. I., Balan O. V.*
Experience and prospects of a shielding
in the implementation of works
on the transformation of the Shelter Object
into an ecologically safe system ..... 26

*Lagunenko O. S., Khan V. E., Odintsov O. O.,*
*Kalinovskiy O. K., Kovalchuk V. P.,*
*Kravchuk T. A., Filippov O. V., Popov M. M.*
Radioactive aerosols near lava-like
fuel-containing materials in premise 012/15
of the Shelter bject in 2017–2018 ..... 31

*Skorbun A. D., Kuchmagra O. A.,*
*Sploshnoy B. M., Doroshenko A. O.*
Periodicity in signals of long-term
gamma background measurements
in the Chornobyl Exclusion Zone ..... 39

*Talerko M. M., Lev T. D., Kireev S. I.,*
*Kashpur V. O., Kuzmenko G. G.*
Evaluation of radioactive air contamination
due to a forest fire within the Exclusion Zone
on June 5–8, 2018 ..... 47

*Novosolov G. M., Masko A. M.*
On radiation impact of Zaporizhzhya NPP
and South Ukraine NPP on the environment ..... 58

*Protasov O. O., Nemtsov O. A., Masko O. M.*
Application of European principles of environmental
protection activities in the standard of hydrobiological
monitoring of water techno-ecosystem NPP
SE "NNEGC 'Energoatom'" ..... 71

*Barbashev S. V., Kirov V. S.,*
*Komarova Ya. O., Kravchenko V. P.*
Formation of safety culture
among students of atomic specialties
in universities of Ukraine ..... 78

Author Guidelines ..... 85

УДК 061.39 doi.org/10.31717/2311-8253.19.1.1

**В. І. Борисенко[1], Д. В. Будик[2], В. В. Горанчук[1]**

[1]*Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, вул. Лисогірська, 12, Київ, 03028, Україна*
[2]*Сєвєродонецьке науково-виробниче об'єднання «Імпульс», пл. Перемоги, 2, Сєвєродонецьк, 093405, Україна*

# Контроль потужності ВВЕР-1000 на основі сигналів нейтронних детекторів

*Ключові слова:*
теплова потужність реактора,
параметри нейтронного потоку,
детектор прямого заряду,
фонова жила,
модель корекції,
вагові коефіцієнти.

Значення теплової потужності реактора (ТПР) використовується в системах контролю ВВЕР-1000 в більшості алгоритмів формування сигналів керування, блокування і захистів, а також за цим параметром визначаються техніко-економічні показники енергоблоку. У статті розглянуто способи підвищення точності визначення ТПР на основі сигналів систем контролю параметрів нейтронного потоку ВВЕР-1000. Плани з підвищення ТПР ВВЕР-1000 до 101,5 %, а пізніше і до 104–107 % номінальної вимагають додаткових обґрунтувань щодо точності визначення ТПР. Розглянуто основні фактори, що впливають на похибки визначення ТПР за параметрами нейтронного потоку в апаратурі контролю нейтронного потоку (АКНП) і системі внутрішньореакторного контролю (СВРК). Для підвищення точності визначення ТПР в АКНП запропонована модель автоматичної корекції сигналу іонізаційної камери залежно від зміни температури і концентрації борної кислоти в теплоносії, положення органів регулювання системи управління і захисту, вигорання палива тощо. Аналіз зміни сигналів фонових жил детекторів прямого заряду (ДПЗ) упродовж паливних кампаній ВВЕР-1000 показує принципову можливість використовувати сумарний сигнал фонових жил для визначення ТПР. Представлені результати аналізу зміни похибки визначення середньозваженої потужності реактора у випадку застосування додаткового способу визначення ТПР на основі сигналів фонових жил ДПЗ.

Контроль і управління тепловою потужністю реактора (ТПР) є одними з важливих завдань систем контролю і діагностики ВВЕР-1000, що направлені на убезпечення його експлуатації. Крім того, теплова потужність є параметром, за яким визначаються техніко-економічні показники енергоблоку, у тому числі й коефіцієнт корисної дії. Тому завдання підвищення точності визначення ТПР є актуальним особливо з огляду на плани з підвищення ТПР ВВЕР-1000 до 101,5 % номінальної ($N_{ном}$) [1], а пізніше й до 104–107 % $N_{ном}$, яка згідно з проектом має потужність 3 000 МВт.

ТПР є одним із найважливіших параметрів, за яким здійснюється контроль і регулювання на ВВЕР-1000. На основі значень ТПР реалізовано алгоритми роботи таких систем, як автоматичний регулятор потужності (АРП), розвантаження і обмеження потужності (РОП); а також реалізовано попереджувальний захист (ПЗ), прискорений попереджувальний захист (ППЗ) і аварійний захист (АЗ) реактора [2].

ТПР на ВВЕР-1000 не вимірюється безпосередньо, а визначається на основі непрямих методів визначення ТПР такими способами [2]:

за теплотехнічними параметрами 1-го контуру;

за параметрами 2-го контуру — параметрами пари і витратами живильної води в парогенераторі;

© В. І. Борисенко, Д. В. Будик, В. В. Горанчук, 2019

за параметрами 2-го контуру — параметрами пари і витратами живильної води за підігрівачами високого тиску (ПВТ);

за сигналами апаратури контролю нейтронного потоку (АКНП);

за сигналам детекторів прямого заряду (ДПЗ) системи внутрішньореакторного контролю (СВРК).

На основі значень ТПР, визначених за способами № 1–5, розраховується середньозважена теплова потужність (СЗТП) реактора. Саме значення СЗТП реактора використовуються для проведення періодичних тарувань АКНП, в якій і формуються сигнали управління, блокування і захисту в системах АРП, РОП, ПЗ, ППЗ, АЗ. Тому завдання визначення СЗТП з найменшою похибкою, у тому числі і визначення ТПР за сигналами АКНП, є актуальним і важливим.

Розглянемо особливості визначення ТПР у системах, які контролюють параметри нейтронного потоку ВВЕР-1000, а саме в АКНП і СВРК. Зазвичай похибки визначення ТПР в АКНП на основі сигналів іонізаційних камер (ІК) і в СВРК на основі сигналів ДПЗ мають найбільші значення у порівнянні з іншими способами визначення ТПР [3]. Тому актуальними є дослідження з підвищення точності визначення ТПР в АКНП і в СВРК на основі сигналів ІК та ДПЗ відповідно.

Під час визначення ТПР ВВЕР-1000 важливою перевагою АКНП і СВРК перед способами визначення ТПР за теплотехнічними параметрами 1-го і 2-го контурів є їх практична безінерційність, особливо в АКНП. Способи визначення ТПР за теплотехнічними параметрами можуть мати як високі показники за точністю визначення ТПР, так і, навпаки, дуже низьку точність.

Висока точність визначення ТПР за параметрами 2-го контуру досягається за довготривалої роботи на стаціонарному рівні потужності, коли встановлюється рівновага між генерацією енергії у 1-му контурі та її відбором у 2-му контурі, а прилади вимірювання температури і витрати теплоносія встановлені згідно з вимогами [3, 4].

Низька точність визначення ТПР за теплотехнічними параметрами є наслідком прояву на конкретному ВВЕР-1000 відмінностей у протіканні теплогідравлічних процесів і визначенні теплотехнічних параметрів теплоносія.

По-перше, це пов'язано з особливостями технічної реалізації систем контролю теплотехнічних параметрів 1-го контуру (температури і витрати теплоносія). Наприклад, таке явище як стратифікація теплоносія призводить до того, що різниця в значеннях температур за датчиками температурного контролю в гарячій нитці може сягати ~3 °С і більше [5], що збільшує похибку визначення потужності петлі до понад 10 %, що значно перевищує проектні вимоги.

Другою причиною є особливості технічної реалізації систем контролю теплотехнічних параметрів 2-го контуру (температури і витрати теплоносія). Наприклад, час транспортування теплоносія від місць контролю його температури до входу в парогенератор або ПВТ може сягати десятків секунд [4], що суттєво впливає на динамічні параметри системи контролю. На деяких енергоблоках із ВВЕР-1000, наприклад, АЕС Тяньвань-1, 2 і АЕС Калінін-3, взагалі відмовились від способу визначення ТПР за способом № 3 (за параметрами ПВТ) через особливості систем реалізації вимірювань витрати теплоносія [6].

### Визначення потужності ядерного реактора в АКНП

Визначення потужності ядерного реактора в АКНП є традиційним способом ще з перших ядерних реакторів [7].

ТПР за сигналами АКНП розраховується як нормована на кількість усіх ІК АКНП сума сигналів усіх ІК АКНП. Особливістю є те, що в АКНП не вимірюється безпосередньо щільність потоку нейтронів, яка і визначає нейтронну потужність реактора, а реєструються нейтрони витоку з активної зони реактора. Кількість нейтронів витоку з реактора, а відповідно і сигнал ІК, пропорційні нейтронній потужності реактора. Для встановлення коефіцієнта пропорційності між сигналом ІК і ТПР проводяться так звані тарування для кожної ІК АКНП. Такий підхід є виправданим і забезпечує необхідну точність визначення потужності в АКНП тільки для режимів роботи енергоблоку за незмінного профілю енергорозподілу по об'єму активної зони.

Проблема полягає в тому, що під час перехідних режимів роботи ВВЕР зі зміною параметрів (таких як температура теплоносія на вході в реактор, концентрація борної кислоти в теплоносії 1-го контуру, тиск у 1-му контурі, переміщення органів регулювання системи управління і захисту (ОР СУЗ)), а також при вигорянні ядерного палива, навіть у стаціонарних режимах роботи, відбуваються зміни в розподілі нейтронів по об'єму активної зони реактора, що, в свою чергу, впливає на витік нейтронів з активної зони, які і реєструються ІК АКНП [8].

За перехідних режимів роботи реактора встановлена під час тарування відповідність між ТПР і сигналом ІК АКНП порушується, що призводить до збільшення похибки визначення нейтронної потужності в АКНП, яка може істотно перевищити дозволену в технологічному регламенті безпечної експлуатації ВВЕР-1000 межу в 2 % [9].

Ситуація може бути значно покращена під час реалізації в АКНП автоматичної корекції сигналів АКНП у разі зміни температури теплоносія на вході в реактор; концентрації борної кислоти в теплоносії 1-го контуру; тиску в 1-му контурі, положення ОР СУЗ, а також з часом для врахування впливу вигоряння ядерного палива.

Алгоритми автоматичної корекції АКНП можуть бути побудовані на використанні методу Монте-Карло для моделювання переносу нейтронів в активній зоні, білякорпусному просторі ВВЕР і місцях розташування ІК у бетоні біологічного захисту реактора.

Попередньо підтверджено [8], що впровадження моделі корекції сигналів ІК АКНП дозволить для широкого спектру перехідних режимів роботи РУ, в тому числі і при маневруванні потужністю, забезпечити регламентні вимоги щодо похибки визначення нейтронної потужності реактора.

Впровадження автоматичної корекції сигналів ІК АКНП-ІФ підвищить безпеку експлуатації ВВЕР за рахунок забезпечення коректного визначення нейтронної потужності реактора, а відповідно і проектного формування сигналів управління, блокувань і захистів, які формуються в АКНП для зовнішніх систем, в тому числі і СУЗ.

На рис. 1 представлено відхилення значення ТПР, розрахованого за сигналами АКНП. Помітно, що відхилення змінює знак періодично (за час між таруваннями).

### Визначення потужності ядерного реактора в СВРК за сигналами ДПЗ

ТПР за сигналами ДПЗ СВРК визначається за формулою:

$$N_{SPND} = K \cdot \sum_{n=1}^{L} \sum_{m=1}^{M} q_{nm} \cdot h, \quad (1)$$

де $K$ — коефіцієнт, що враховує співвідношення потужності активної зони та в призмах з ДПЗ, і який визначається співвідношенням середньої лінійної потужності в активній зоні до середньої лінійної потужності в $(N \cdot M)$ призмах з ДПЗ; $L$ — кількість каналів нейтронних вимірювань (КНВ), шт. (64 у ВВЕР-100/В320); $M$ — кількість ДПЗ у КНВ, шт. (7 у ВВЕР-1000/В 320); $h$ — висота призми з ДПЗ, см; $q_{nm}$ — лінійне енерговиділення тепловидільної збірки (ТВЗ) у місцях розташування ДПЗ.

$$q_{nm} = a_{nm}(Y_{nm} - Y_{nm}^{F}), \quad (2)$$

де $Y_{nm}$ — значення струму $m$-го ДПЗ у $n$-му КНВ; $Y_{nm}^{F}$ — значення фонового струму фонової жили (ФЖ) $m$-го ДПЗ в $n$-му КНВ; $a_{nm}$ — коефіцієнт, який залежить від параметрів активної зони в місці розташування ДПЗ,

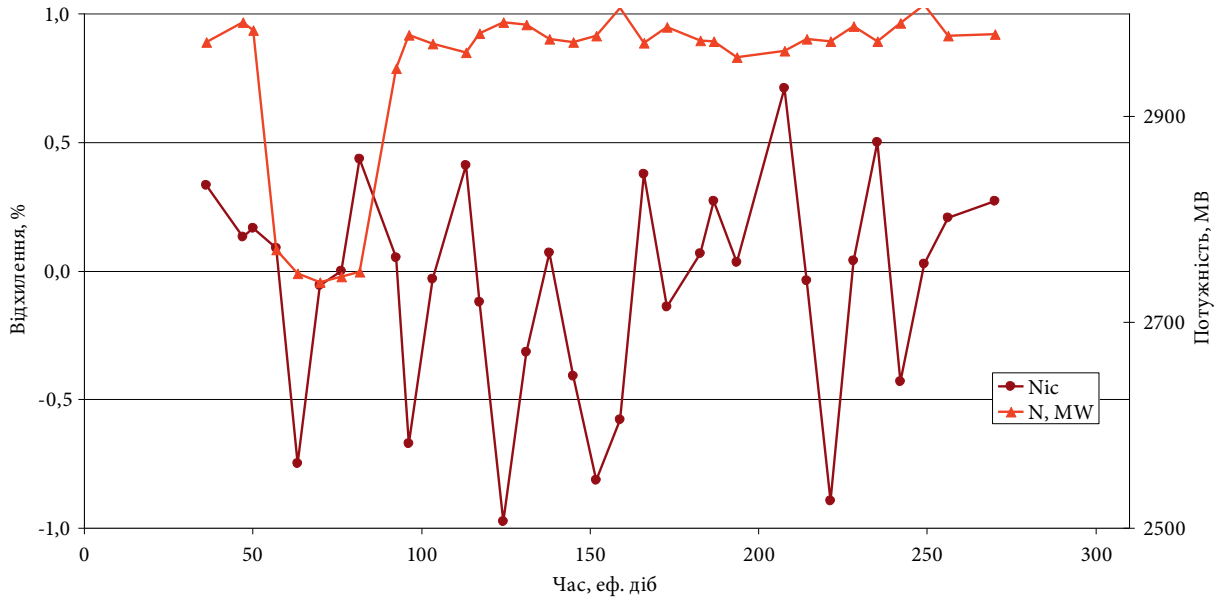



Рис. 1. Зміна СЗТП і відхилення від СЗТП значення ТПР за сигналами АКНП

а саме: збагачення і вигорання палива, температури і тиску теплоносія, концентрації борної кислоти в теплоносії 1-го контуру, вигорання емітеру ДПЗ.

Найбільшу похибку в визначенні ТПР за сигналами ДПЗ зумовлює невизначеність коефіцієнта $a_{nm}$, який у СВРК розраховується окремо для кожного типу палива.

У СВРК використовується алгоритм розрахунку коефіцієнтів $a_{nm}$, побудований на спрощених моделях більш ніж 30-річної давнини, в яких неповною мірою враховано вплив таких факторів, як [10]:

спектральний фактор — врахування в сигналі ДПЗ зміни спектру нейтронів унаслідок вигорання палива, зміни концентрації борної кислоти в теплоносії 1-го контуру, зміни температури теплоносія в місці розташування ДПЗ;

геометричний фактор — сигнал ДПЗ на 25–30 % формується нейтронами суміжних ТВЗ; тому коефіцієнти $a_{nm}$ необхідно розраховувати не тільки для кожного типу палива, а і для реального завантаження паливної кампанії, для врахування впливу на сигнал ДПЗ нейтронів, згенерованих у суміжних ТВЗ;

фактор вигорання ДПЗ — зменшення імовірності для електронів долетіти з емітеру до колектору детектора через більше вигорання зовнішніх шарів емітера ДПЗ.

Додатковими факторами, які впливають на точність визначення ТПР за сигналами ДПЗ, є:

реальні розміри ДПЗ (в першу чергу емітера);

залежність вигорання емітера ДПЗ від спектру нейтронів і від місця розташування ДПЗ в активній зоні;

врахування вигорання емітера ДПЗ у попередніх паливних кампаніях;

врахування реального положення ДПЗ по висоті активної зони;

похибки у визначенні температури теплоносія у місці розташування ДПЗ і концентрації борної кислоти у теплоносії 1-го контуру.

### Шляхи зменшення похибки визначення СЗТП

Розглянемо шляхи зменшення похибки визначення СЗТП. Важливість максимально точного визначення ТПР і СЗТП випливає з того, що керування потужністю реактора здійснюється на основі сигналів АКНП, яка в свою чергу регулярно тарується за значенням СЗТП.

Значення СЗТП — $N_{mean}$ і похибка її визначення $\delta N_{mean}$ розраховується з урахуванням вагових коефіцієнтів $w_i$ кожного із способів визначення ТПР $N_i$ [11]:

$$N_{mean} = \frac{\sum_{i=1}^{M} w_i \cdot N_i}{\sum_{i=1}^{N} w_i}, \tag{3}$$

$$\delta N_{mean} = \frac{\sqrt{\sum_{i=1}^{M} \left( w_i \cdot \delta N_i \right)^2}}{\sum_{i=1}^{M} w_i}, \tag{4}$$

де $M$ — кількість способів визначення СЗТП; $\delta N_i$ — похибка визначення ТПР і-м способом.

У роботі [11] показано, що за припущення, що результати двох «вимірювань» $x_1$ і $x_2$ задовольняють розподілу Гауса, найкраща оцінка їх середньозваженого значення визначається як:

$$x_{best} = \frac{w_1 \cdot x_1 + w_2 \cdot x_2}{w_1 + w_2}, \tag{5}$$

де $w_1$, $w_2$ — вага при визначенні $x_{best}$ першого і другого «вимірювань» відповідно;

$$w_i = \frac{1}{\sigma_i^2}, \tag{6}$$

де $\sigma_i$ — похибка $i$-го «вимірювання».

Такий метод можна застосовувати при визначенні середньозваженого значення і у випадку довільного числа «вимірювань» величини, а саме:

$$x_{best} = \frac{\sum_{i=1}^{M} w_i \cdot x_i}{\sum_{i=1}^{M} w_i}, \tag{7}$$

де $M$ — кількість «вимірювань», у нашому випадку — кількість способів визначення СЗТП.

Похибка найкращої оцінки середньозваженого значення $M$ «вимірювань» визначається як:

$$\sigma_{x_{best}} = \left( \sum_{i=1}^{M} w_i \right)^{-\frac{1}{2}}. \tag{8}$$

Найкраща оцінка СЗТП визначається з урахуванням ваги кожного зі способів визначення ТПР, а вага визначається відповідно до (6).

Аналіз (8) дозволяє зробити такі важливі висновки:

зі збільшенням способів визначення ТПР похибка визначення СЗТП зменшується;

похибка визначення СЗТП за *M* способами не більша, ніж похибка найбільш точного способу визначення СЗТП.

Таким чином, доведено, що для зменшення похибки визначення СЗТП необхідно намагатися зменшувати похибку визначення ТПР кожним зі способів, а також вводити додаткові способи визначення ТПР.

**Додаткові методи визначення ТПР**

Розглянемо, які додаткові методи визначення ТПР можуть бути застосовані на ВВЕР-1000.

Першим перспективним додатковим методом визначення ТПР може бути запропоновано так званий радіаційний метод, що ґрунтується на вимірюванні наведеної активності теплоносія 1-го контура [12, 13].

Можливість контролю ТПР на основі показів датчиків $^{16}N$ уже підтверджена на діючих АЕС [14–18].

Другим додатковим методом визначення ТПР може бути запропоновано визначення ТПР за потужністю ТВЗ, оснащених термоконтролем. Використання такого методу можливе у разі вирішення проблеми з так званим «пельним» ефектом [19] і забезпечення необхідної точності визначення температури на виході з ТВЗ, а також використовуючи можливість визначення швидкості теплоносія в системі внутрішньореакторної шумової діагностики (СВРШД) [20] у різних секторах активної зони ВВЕР-1000.

Далі розглянемо спосіб визначення ТПР на основі сигналів ФЖ ДПЗ СВРК. Струм ДПЗ формується з таких основних складових:

запізнілий компонент — β-розпад активованих ядер родію [8, 10, 21], становить 92–95 % усього сигналу;

миттєвий компонент — ефект Комптона, пов'язаний із випромінюванням жорстких фотонів і утворенням електронних пар (~3–5 %);

миттєвий компонент від реакторних фотонів (~1,5 %);

запізніла фотонна складова, що випромінюється продуктами поділу ядерного палива (~1 %);

фоновий струм лінії зв'язку (~1÷5 %).

Нейтронна потужність реактора пропорційна щільності потоку нейтронів в активній зоні реактора. Тому сигнал ДПЗ, який формується під дією нейтронного потоку, також пропорційний ТПР. Для виділення сигналу ДПЗ, який пропорційний тільки нейтронному потоку, у СВРК на апаратному рівні виконується розділення сигналу ДПЗ і сигналу, який формується в лінії зв'язку (ФЖ) цього ДПЗ — фоновий струм.

Струм ФЖ пропорційний інтенсивності γ-випромінювання активної зони реактора, яка в свою чергу теж пропорційна ТПР [22].

**Визначення ТПР на основі сигналів ФЖ ДПЗ**

Розглянемо, як змінюється сигнал ФЖ ДПЗ упродовж різних паливних кампанії ВВЕР-1000, а також дослідимо можливість застосування як додаткового способу визначення ТПР на основі сигналів ФЖ ДПЗ ($N_F$).

На рис. 2–4 представлено дані щодо зміни СЗТП упродовж паливних кампаній різних ВВЕР-1000, а також значення струму ФЖ ДПЗ № 1–7 ($N_{F1}$–$N_{F7}$), розташованих по висоті активної зони реактора [2, 8].

На рис. 4 помітно неадекватне співвідношення між струмом ФЖ № 3 і 4. Зокрема, струм ФЖ, яка має більшу довжину в активній зоні реактора, має бути більшим. Відповідно до всіх доступних даних щодо співвідношення струму різних ФЖ ДПЗ ВВЕР-1000 (див. рис. 2, 3), спостерігається адекватне співвідношення, за винятком даних представлених на рис. 4. Причиною може бути, наприклад, технічна помилка під час заведення цих струмів ФЖ ДПЗ у СВРК.

**Таблиця 1. Відхилення значень ТПР, визначеної за сигналами ФЖ ДПЗ № 1 і за сигналами всіх ДПЗ від значення СЗТП**

| Назва параметра | 27-ма кампанія | | 28-ма кампанія | | 10-та кампанія | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | ФЖ | ДПЗ | ФЖ | ДПЗ | ФЖ | ДПЗ |
| Мінімальне значення | –0,79 | –2,65 | –1,24 | –2,73 | –2,38 | –1,22 |
| Максимальне значення | 0,74 | –1,27 | 1,37 | –1,02 | 1,93 | 1,05 |
| Середнє значення | 0,00 | –2,10 | 0,00 | –1,77 | 0,01 | –0,03 |

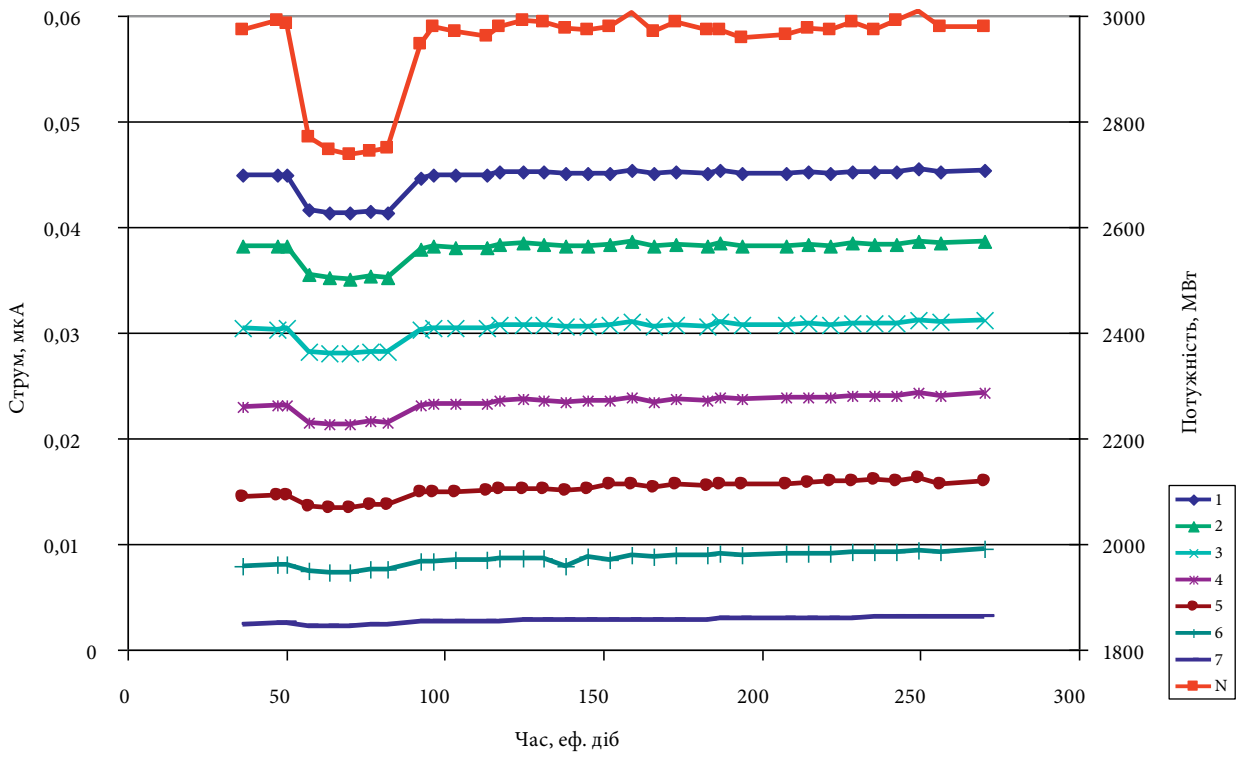



Рис. 2. Зміна СЗТП (N) і сумарного струму ФЖ ДПЗ № 1–7, розташованих на різних рівнях, під час 27-ї паливної кампанії ВВЕР-1000

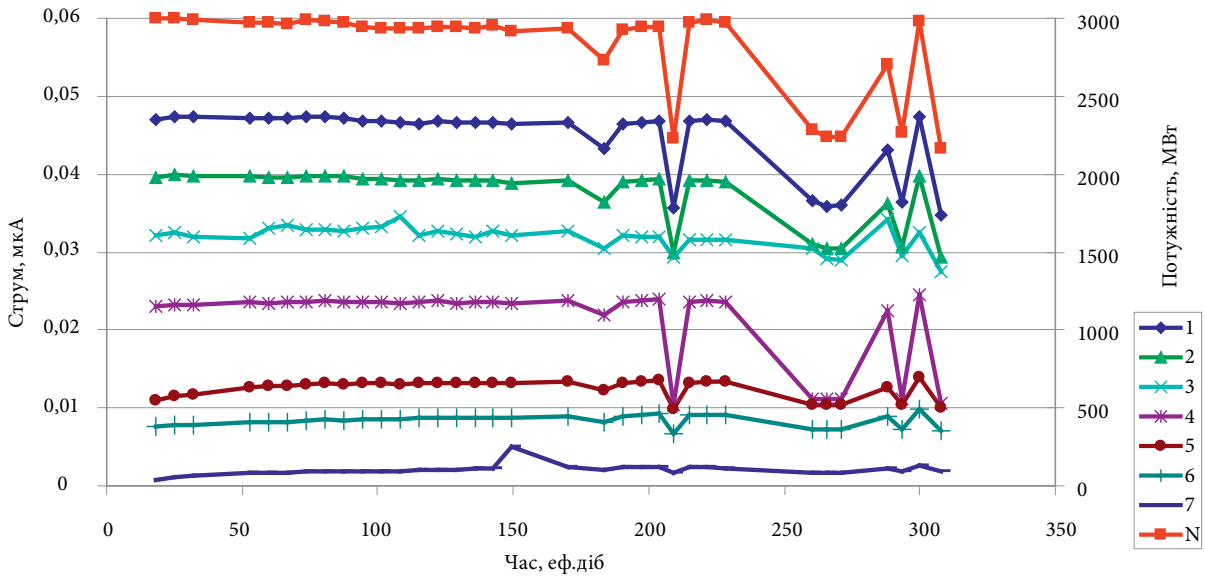



Рис. 3. Зміна СЗТП (N) і сумарного струму ФЖ ДПЗ № 1–7, розташованих на різних рівнях, під час 28-ї паливної кампанії ВВЕР-1000

Аналіз отриманих даних дає змогу зробити висновок про можливість використання сигналу NF1, NF2 для визначення ТПР за стаціонарних і перехідних режимів роботи ВВЕР-1000.

У табл. 1 наведено дані щодо відхилення ТПР, визначеної за сумарним струмом ФЖ ДПЗ № 1 NF1, від СЗТП, визначеної стандартним способом.

У табл. 2 наведено значення частки сумарного струму ФЖ ДПЗ № 2–7 порівняно з сумарним струмом ФЖ ДПЗ № 1.

**Таблиця 2. Частки сумарного струму ФЖ ДПЗ № 2–7 порівняно з сумарним струмом ФЖ ДПЗ № 1**

| Кампанія | ФЖ ДПЗ, № | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 |
| 27-ма | 0,85 | 0,68 | 0,52 | 0,34 | 0,19 | 0,06 |
| 28-ма | 0,84 | 0,72 | 0,47 | 0,28 | 0,19 | 0,05 |
| 10-та | 0,83 | 0,44 | 0,52 | 0,35 | 0,19 | 0,05 |

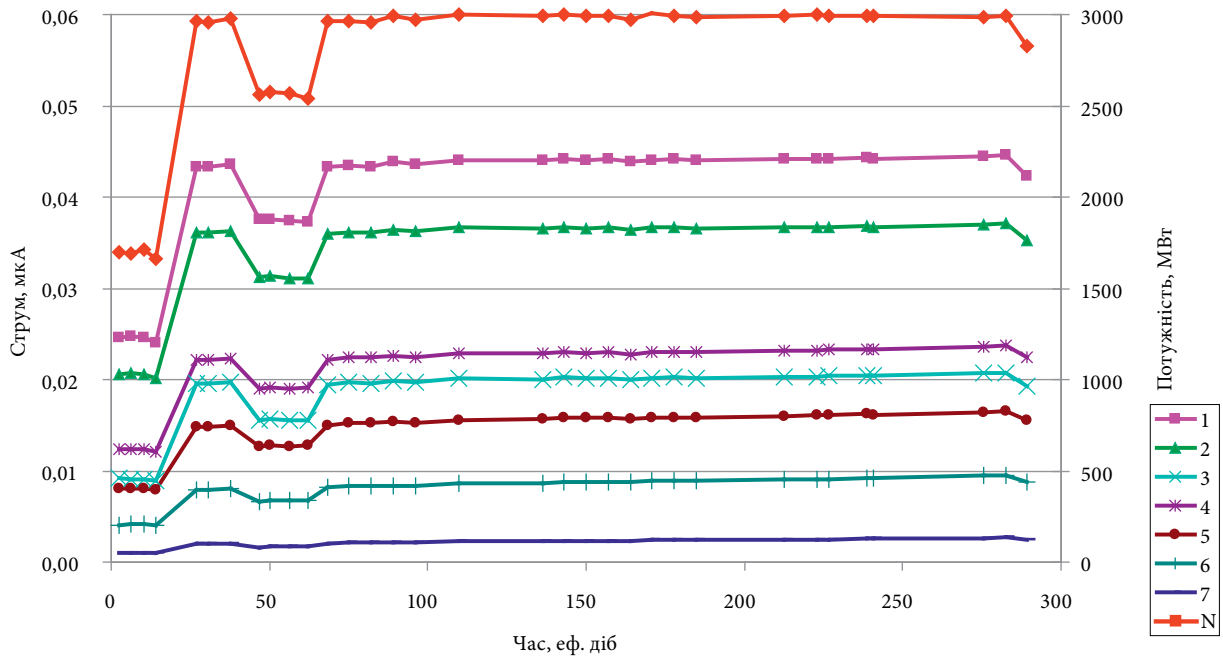



Рис. 4. Зміна СЗТП (N) і сумарного струму ФЖ ДПЗ № 1–7, розташованих на різних рівнях, під час 10-ї паливної кампанії ВВЕР-1000

**Висновки**

Аналізуючи дані декількох паливних кампаній на різних ВВЕР-1000 щодо сигналів АКНП, ДПЗ і їх ФЖ можна зробити такі висновки:

Упровадження автоматичної корекції ІК АКНП-ІФ для коректного визначення нейтронної потужності реактора забезпечить проектне формування сигналів управління, блокувань і захистів для зовнішніх систем.

Струм ФЖ ДПЗ є адекватним індикатором зміни ТПР. Максимальне відхилення ТПР, розрахованої за сигналами ФЖ ДПЗ № 1, 2, від значення СЗТП упродовж паливної кампанії не перевищує 2,5 і 5,0 % відповідно, що є на рівні похибок визначення ТПР стандартними способами.

Застосування періодичних тарувань ТПР, визначеної за сигналами ФЖ, аналогічно методиці тарування АКНП, дозволить суттєво зменшити похибки визначення ТПР за сигналами ФЖ ДПЗ № 1, 2.

Аналіз струмів ФЖ ДПЗ може бути додатковим засобом діагностики стану ДПЗ — визначення «переплутань» ліній зв'язку у самому КНВ (див. рис. 4).

Можна рекомендувати спростити схему КНВ і відмовитися від ліній зв'язку ФЖ ДПЗ № 3–7. Необхідні значення струмів ФЖ для ДПЗ № 3–7 розраховувати в СВРК на основі сигналів ФЖ ДПЗ № 1, 2, як це було реалізовано на перших конструкціях КНВ [2].

Струм ФЖ ДПЗ може бути використано в системах формування сигналів АЗ, побудованих на альтернативних фізичних параметрах.

**Список використаної літератури**


1. Соколов Д. А. Повышение мощности ВВЭР-1000 / Д. А. Соколов, В. В. Ким, В. И. Кузнецов // Труды Одесского политехнического университета. — 2007. — Вып. 2 (28). — С. 60–64.
2. Брагин В. А., Системы внутриреакторного контроля АЭС с ВВЭР / В. А. Брагин, И. В. Батенин, М. Н. Голованов и др. — М. : Энергоатомиздат, 1987. — 128 с.
3. Воробьева Д. В. Расчет мощности РУ по параметрам внутриреакторных детекторов. Анализ опыта эксплуатации / Д. В. Воробьева, Н. В. Липин, В. А. Мильто // Сборник материалов 10-й международной научно-технической конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР» (16–19 мая 2017 г., г. Подольск, Россия). — Подольск : ОКБ «Гидропресс», 2017.
4. Добротворский А. Н. Разработка и обоснование методики определения средневзвешенной мощности реактора энергоблоков АЭС с ВВЭР-1000: дисс. … доктора техн. наук / А. Н. Добротворский. — Нововоронеж, 2017. — 191 с.
5. Бай В. Ф. Состояние внутриреакторного термоконтроля и анализ основных теплофизических характеристик РУ на блоках Калининской АЭС / В. Ф. Бай, А. Н. Лупишко, С. В. Макаров, Л. Н. Богачек // Сборник тезисов докладов 7-й международной научно-технической конференции «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики». — Москва, 2010. — С. 228–230.
6. Саунин Ю. В. Метод оценки весовых коэффициентов при определении средневзвешенной тепловой мощности реакторов ВВЭР / Ю. В. Саунин, А. Н. Добротворский, А. В. Семенихин // Тяжелое машиностроение. — 2008. — Вып. 4 — С. 21–36.
7. Стефенсон Р. Введение в ядерную технику / Р. Стефенсон. — М. : Техн.- теор. лит., 1956. — 536 с.
8. Борисенко В. І. Вдосконалення методів і засобів оперативного контролю та діагностики нейтронно-фізичних параметрів ядерних установок: дис. … доктора техн. наук / В. І. Борисенко. — Київ, 2018. — 400 с.
9. 4-Р-РАЭС. Технологический регламент безопасной эксплуатации энергоблока № 4 Ривненской АЭС.
10. Борисенко В. И. Исследование моделей родиевого эмиттера детектора прямого заряда / В. И. Борисенко, Ю. Ф. Пионтковский, В. В. Горанчук // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобыля. — 2017. — Вып. 28. — С. 15–26.
11. Taylor J. An Introduction to Error Analysis: The Study of Uncertainties in Physical Measurements. 2nd edition. — University Science Books, 1997. — 448 p.
12. Агапов С. А. Радиационные методы измерения параметров ВВЭР / С. А. Агапов и др. — М. : Энергоиздат, 1991.— 136 с.
13. Лысенко В. В. Определение ядерно-физических и теплофизических характеристик ВВЭР с помощью радиационных измерителей / В. В. Лысенко и др. — М. : Энергоиздат, 1985. — 118 с.
14. Graham K. F. $^{16}$N Power measuring system. Rep WCAP-9191 / K. F. Graham. — Westinghouse Atomic Power Division, Pittsburgh, USA, 1977.
15. DÉCOR system. Direct measurement of the reactor coolant flow based on cross-correlation of Nitrogen 16 time fluctuation. — Research and development division EDF preprint, Chatou, France, 1997.
16. Comanche Peak Steam Electric Station Unit 2. Unidentified Overpower Condition Following A Substantial Loss of Feedwater Heating. WANO inf. EAR ATL 96–012. — WANO, 1996.
17. Кузьмин В. В. Корреляционные измерения расхода теплоносителя первого контура по активности $^{16}$N на Калининской АЭС / В. В. Кузьмин, Л. Н. Богачек, Р. Р. Алыев. // Сборник материалов 9-й международной научно-технической конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». — Подольск, 2015.
18. Technical report WCAP-13303 / Westinghouse Atomic Power Division. — Pittsburgh, USA, 1990.
19. Абдуллаев А. М. Расчетный анализ ПЭЛ — эффекта в смешанной активной зоне ВВЭР-1000 / А. М. Абдуллаев, Г. В. Кулиш, С. Н. Слепцов, А. И. Жуков // Сборник материалов 6-й международной научно-технической конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». — Подольск, 2009.
20. Горанчук В. В. Моніторинг активної зони ВВЕР-1000 методами нейтронно-шумової діагностики: дис. … канд. техн. наук / В. В. Горанчук. — Київ, 2019. — 190 с.
21. Борисенко В. И. Модель формирования сигнала внутризонного детектора нейтронов / В. И. Борисенко, Ю. Ф. Пионтковский, В. В. Горанчук // Ядерна фізика та енергетика. — 2016. — Т. 17. — № . 4. — С. 364–373.
22. Карасев В. С. Исследование калибровочной характеристики термодивергатора в интенсивных полях ионизирующих излучений / В. С. Карасев, С. С. Огородник, Ю. Л. Цоглин // Атомная энергия. — 1970. — Т. 29. — Вып. 6. — С. 449.

**В. И. Борисенко[1], Д. В. Будик[2], В. В. Горанчук[1]**

*[1]Институт проблем безопасности АЭС НАН Украины, ул. Лысогорская, 12, Киев, 03028, Украина*
*[2]Северодонецкое научно-производственное объединение «Импульс», пл. Победы, 2, Северодонецк, 93405, Украина*

**Контроль мощности ВВЭР-1000 на основе сигналов нейтронных детекторов**

Значение тепловой мощности реактора (ТМР) используется в системах контроля ВВЭР-1000 в большинстве алгоритмов формирования сигналов управления, блокировок и защит, а также по этому параметру определяются технико-экономические показатели энергоблока. Планы по повышению ТМР ВВЭР-1000 до 101,5 % номинальной, а в перспективе и до 104–107 % номинальной, требуют дополнительных исследований и обоснований по вопросу точности определения ТМР. В статье рассмотрены способы повышения точности определения ТМР на основе сигналов систем контроля параметров нейтронного потока ВВЭР-1000. Рассмотрены основные факторы, влияющие на погрешности определения ТМР по параметрам нейтронного потока в системах: аппаратура контроля нейтронного потока (АКНП); система внутриреакторного контроля (СВРК). Для повышения точности определения ТМР в АКНП предложена модель автоматической коррекции сигнала ионизационной камеры в зависимости от изменения температуры и концентрации борной кислоты в теплоносителе, положения органов регулирования системы управления и защиты (ОР СУЗ), выгорания топлива и др. Внедрение модели коррекции сигналов ионизационных камер АКНП позволит для широкого спектра переходных режимов работы ВВЭР-1000, в том числе и при маневрировании мощностью, обеспечить регламентные требования по погрешности определения нейтронной мощности реактора. Предложены возможные дополнительные методы определения ТМР, которые могут быть использованы при определении средневзвешенной тепловой мощности реактора. Так, например, анализ изменения сигналов фоновых жил детекторов прямого заряда (ДПЗ), на протяжении нескольких топливных кампаний ВВЭР-1000, показывает принципиальную возможность использовать сигнал фоновых жил для определения ТМР, наряду с сигналами самих ДПЗ. Представлены результаты анализа изменения погрешности определения средневзвешенной тепловой мощности реактора в случае применения дополнительного способа определения ТМР на основе сигналов фоновых жил ДПЗ.

*Ключевые слова:* тепловая мощность реактора, параметры нейтронного потока, детектор прямого заряда, фоновая жила, модель коррекции, весовые коэффициенты.

**V. I. Borysenko[1], D. V. Budik[2], V. V. Goranchuk[1]**

*[1]Institute for Safety Problems of NPP, NAS of Ukraine, 12, Lysogirska st., Kyiv, 03028, Ukraine*
*[2]Severodonetsk Research and Production Association "Impulse", 2, Peremohy av., Severodonetsk, 09405, Ukraine*

**VVER-1000 Power Monitoring Based on Neutron Detector Signals**

The value of the thermal power of the reactor (TPR) is used in the VVER-1000 control systems in most algorithms for generating control signals, interlocks and protections, and the technical and economic indicators of the power unit are determined by TPR. Plans to increase VVER-1000 TPR to 101.5 % of the nominal, and in the future to 104–107 % of the nominal, require additional research and justification on the accuracy of the determination of TPR. Ways to improve the accuracy of determining TPR based on the signals of VVER-1000 neutron flux monitoring systems were discussed in the article. The main factors affecting the errors in the determination of TPR by the parameters of the neutron flux in the systems are considered: neutron flux monitoring system (NFMS); in-core monitoring system (ICMS). To increase the accuracy of TPR determination in NFMS, a model of automatic correction of the ionization chamber signal is proposed depending on changes in temperature and boric acid concentration in the coolant, the position of the control rods, fuel burnup, etc. The implementation of a model for correcting the signals of NFMS ionization chambers will allow for a wide range of transient operating modes of VVER-1000, including during power maneuvering, to provide regulatory requirements for the error in determining the neutron power of a reactor. Possible additional methods for the determination of TPR, which can be used to determine the weighted average thermal power of the reactor, are proposed. For example, the analysis of changes in the signals of the background conductors of self-powered neutron detectors (SPND), over several VVER-1000 fuel campaigns,

shows the fundamental possibility of using the signal of background conductors to determine TPR, along with the signals of the SPND itself. The results of the analysis of the change in the error in determining the weighted average thermal power of the reactor in the case of applying an additional method for determining TPR based on the signals of the background conductors of the SPND are presented.

*Keywords:* reactor thermal power, neutron flux parameters, self-powered neutron detectors, background conductors, correction model, weight coefficients.

**References**

1. Sokolov D. A., Kim V. V., Kuznetsov V. I. (2007). [Increase of the VVER-1000 capacity]. *Trudy Odesskogo politekhnicheskogo universiteta* [Proceedings of Odessa National Polytechnic University], vol. 28, no. 2, pp. 60–64. (in Russ.)
2. Bragin V. A., Batenin I. V., Golovanov M. N. (1987). *Sistemy vnutrireaktornogo kontrolya AES s VVER* [In-core monitoring systems of NPP with VVER]. Moscow: Energoatomizdat, 128 p. (in Russ.)
3. Vorobeva D. V., Lipin N. V., Milto V. A. (2017). Raschet moshchnosti RU po parametram vnutrireaktornykh detektorov. Analiz opyta ekspluatatsii [Calculation of RP capacity on parameters of in-core detectors. Analysis of operation experience]. Proceedings of the *10th International Scientific and Technical Conference "Safety assurance at NPP with VVER" (Podolsk, Russia, May,* 16–19). Podolsk: Gidropress. (in Russ.)
4. Dobrotvorskiy A. N. (2017). *Razrabotka i obosnovanie metodiki opredeleniya srednevzveshennoy moshchnosti reaktora energoblokov AES s VVER-1000* [Development and substantiation of methods of determination of weighted mean power of NPP units with VVER-1000] (PhD Thesis). Novovoronezh, [s. n.], 191 p. (in Russ.)
5. Bai V. F., Lupishko A. N., Makarov S. V., Bogachek L. N. (2010). Sostoyanie vnutrireaktornogo termokontrolya i analiz osnovnykh teplofizicheskikh kharakteristik RU na blokakh Kalininskoy AES [State of in-core thermal control and analysis of the main thermal and physical characteristics of RP of Kalinin NP]. Proceedings of the *7th International scientific and technical conference "Safety, effectiveness and economics of nuclear power engineering" (Moscow, Russia)*, p. 228–230. (in Russ.)
6. Saunin Yu. V., Dobrotvorskii A. N., Semenikhin A. V. (2008). Metod otsenki vesovykh koeffitsientov pri opredelenii srednevzveshennoy teplovoy moshchnosti reaktorov VVER [Methods of estimation of weight coefficient when determining weighted mean thermal power of VVER reactors]. *Tyazheloe mashinostroenie* [Russian Journal of Heavy Machinery], vol. 4, p. 21–36. (in Russ.)
7. Stefenson R. (1956). *Vvedenie v yadernuyu tekhniku* [Introduction to Nuclear Engineering]. Moscow: State Publishing House of Technical and Theoretical Literature, 536 p. (in Russ.)
8. Borysenko V. I. (2018). *Vdoskonalennia metodiv i zasobiv operatyvnoho kontroliu ta diahnostyky neitronno-fizychnykh parametriv yadernykh ustanovok* [Enhancement of methods and means for operational control and diagnostics of neutronic parameters of nuclear installations] (Dr. thesis). Kyiv, 400 p. (in Ukr.)
9. 4-RNPP. Standard operating procedure of Rivne NPP 4th unit safe operation. (in Russ.)
10. Borysenko V. I., Piontkovskyi Yu. F., Goranchuk V. V. (2017). Issledovanie modeley rodievogo emittera detektora pryamogo zaryada [An investigation of models of rhodium emitter used in self-powered neutron detector]. *Problemy bezopasnosti atomnykh elektrostantsiy i Chernobylya* [Problems of Nuclear Power Plants' Safety and of Chornobyl], vol. 28, pp. 15–26. (in Russ.)
11. Taylor J. (1997). *An Introduction to Error Analysis: The Study of Uncertainties in Physical Measurements*. 2nd edition. University Science Books, 448 p.
12. Agapov S. A., Lysenko V. V., Musorin A. I., Tsypin S. G. (1991). *Radiatsionnye metody izmereniya parametrov VVER* [Radiation methods for measuring VVER parameters]. Moscow: Energoizdat, 136 p. (in Russ.)
13. Lysenko V. V., Musorin A. I., Rymarenko A. I., Tsypin S. G. (1985). *Opredelenie yaderno-fizicheskikh i teplofizicheskikh kharakteristik VVER s pomoshch'yu radiatsionnykh izmeriteley* [Determination of nuclear-physical and thermophysical characteristics of VVER using radiation meters]. Moscow: Energoizdat, 118 p. (in Russ.)
14. Graham K. F. (1977). *$^{16}$N Power measuring system. Rep. WCAP-9191*. Westinghouse Atomic Power Division, Pittsburgh, USA.
15. *DÉCOR system. Direct measurement of the reactor coolant flow based on cross-correlation of Nitrogen 16 time fluctuation*. Research and development division EDF preprint, Chatou, France, 1997.
16. WANO (1996). *Comanche Peak Steam Electric Station Unit 2. Unidentified Overpower Condition Following a Substantial Loss Of Feedwater Heating*. WANO inf. EAR ATL 96–012.
17. Kuzmin V. V., Bogachek L. N., Alyev R. R. (2015). Korrelyatsionnye izmereniya raskhoda teplonositelya pervogo kontura po aktivnosti $^{16}$N na Kalininskoy AES [Correlation measurements of the primary coolant flow rate for $^{16}$N activity at Kalinin NPP]. Proceedings of the *9th International Scientific and Technical Conference "Safety assurance at NPP with VVER" (Podolsk, Russia).* (in Russ.)

18. *Technical report WCAP-13303*. Westinghouse Atomic Power Division. Pittsburgh, USA, 1990.
19. Abdullaev A. M., Kulish G. V., Sleptsov S. N., Zhukov A. I. (2009). Raschetnyy analiz PEL — effekta v smeshannoy aktivnoy zone VVER-1000 [Calculation analysis of PEL-effect in the VVER-1000 mixed core]. Proceedings of the *6th International Scientific and Technical Conference "Safety assurance at NPP with VVER" (Podolsk, Russia)*. (in Russ.)
20. Goranchuk V. V. (2019). *Monitoryng aktyvnoii zony VVER-1000 metodamy neitronno-shumovoii diagnostyky* [VVER-1000 core monitoring by neutron noise diagnostics] (PhD Thesis). Kyiv, 190 p. (in Ukr.)
21. Borisenko V. I., Piontkovskiy Yu. F., Goranchuk V. V. (2016). Model formirovaniya signala vnutrizonnogo detektora neytronov [Signal formation model of an intraband neutron detector]. *Yaderna fizyka ta energetyka*, vol. 17, no. 4, pp. 364–373. (in Russ.)
22. Karasev V. S., Ogorodnik S. S., Tsoglin Yu. L. (1970). Issledovanie kalibrovochnoy kharakteristiki termodivergatora v intensivnykh polyakh ioniziruyushchikh zlucheniy [Study of the calibration characteristic of a thermal diverter in intense fields of ionizing radiation]. *Atomnaya energiya* [Atomic energy], vol. 29, no. 6, p. 449. (in Russ.)

Надійшла 26.07.2019
Received 26.07.2019

УДК 629.031 doi.org/10.31717/2311–8253.19.1.2

**В. И. Скалозубов, В. Ю. Гриб, А. В. Королев, Т. В. Габлая, В. Ю. Кочнева**

*Одесский национальный политехнический университет, просп. Шевченка 1, г. Одесса, 65044, Украина*

# Стратегии управления авариями при полной длительной потере электроснабжения на ядерных энергоустановках

*Ключевые слова:*
управление авариями,
полная потеря длительного электроснабжения,
ядерные энергоустановки.

Одной из основных причин тяжелых аварий и разрушительных взрывов на АЭС Фукусима-Дайичи были технические недостатки ядерных энергоустановок и недостаточная подготовленность оперативного персонала по управлению авариями с полной длительной потерей электроснабжения. Анализ действующих и разрабатываемых руководств/инструкций по управлению тяжелыми авариями на реакторных установках показал, что принятые стратегии управления авариями с полной длительной потерей электроснабжения на ядерных энергоустановках с водо-водяными энергетическими реакторами недостаточно обоснованы и эффективны. В работе предлагается комплексная стратегия управления авариями с полной длительной потерей электроснабжения. Стратегия основана на комплексном подходе обеспечения функций безопасности по отводу остаточных тепловыделений от реактора и поддержания необходимого уровня котловой воды в парогенераторе. Реализация стратегии осуществляется при давлениях в парогенераторе более 0,3 МПа альтернативными аварийными питательными насосами с пароприводом от парогенераторов; а при меньших давлениях системами пассивного отвода тепла на принципах естественной циркуляции.

## Актуальность

Одной из основных причин тяжелых аварий с повреждением ядерного топлива и разрушительных парогазовых взрывов на АЭС Фукусима-Дайичи в 2011 г. стала полная длительная потеря электроснабжения (ПДПЭ) вследствие совместного воздействия запроектных землетрясения и цунами ([1–3] и др.). ПДПЭ привела к отказу активных систем безопасности с электронасосами и невыполнению функции безопасности по отводу остаточных тепловыделений ядерного топлива (ФБ ОТ). Пассивные системы безопасности и дополнительные действия персонала в процессе аварии также не смогли обеспечить выполнение ФБ ОТ и предотвратить тяжелые аварии и взрывы.

Поэтому в постфукусимский период в мировой ядерной энергетике актуальным вопросом является разработка эффективных стратегий управления авариями с ПДПЭ на ядерных энергоустановках (ЯЭУ).

Основные уроки Фукусимской аварии в отношении аварий с ПДПЭ:

необходимость разработки противоаварийных мероприятий для маловероятных аварий (в т.ч. и с ПДПЭ);

пассивные системы безопасности должны обеспечивать достаточно длительное выполнение функций безопасности (не менее 72 ч);

пассивные системы безопасности должны соответствовать требованиям по сейсмостойкости [5, 6] и другим внешним экстремальным событиям, как и основное оборудование ЯЭУ.

© В. И. Скалозубов, В. Ю. Гриб, А. В. Королев,
Т. В. Габлая, В. Ю. Кочнева, 2019

На основе перспективных разработок в направлении развития пассивных систем безопасности ([4, 7–13] и др.) в настоящее время рассматриваются две основные стратегии управления авариями с ПДПЭ на ЯЭУ с водо-водяными энергетическими реакторами (ВВЭР):

1. Стратегии управления авариями пассивными системами отвода тепла через парогенератор (СПОТ ПГ), основанными на процессах естественной циркуляции (СУ1) — рис. 1.

2. Стратегии управления авариями аварийными питательными насосами с пароприводом (АПНПП) пара, образующегося в парогенераторе (СУ2) — рис. 2.

Перспективность СУ1 основана на успешном опыте разработки и применения систем пассивного отвода тепла от гермообъема ЯЭУ (например, [7–11] и др.). При авариях с ПДПЭ системы пассивного отвода тепла от гермообъема (ГО) обеспечивают функцию безопасности по непревышению давления и температуры в ГО более допустимых пределов. Однако применение СПОТ ПГ для обеспечения ФБ ОТ и поддержания необходимого уровня питательной воды в парогенераторе (ФБ ПГ) требует дополнительных обоснований.

СУ2 может быть основана на известных разработках профессора А. В. Королева. Так, в работе [13] для обеспечения принципа адекватности пассивных систем безопасности и проектных активных систем безопасности при авариях с ПДПЭ предлагается применение АПНПП. Образующийся в процессе аварии пар в объеме ПГ поступает на турбину пароприводa и обеспечивает работу АПНПП. Отработанный и сконденсировавшийся пар поступает либо в деаэратор, либо в гидроемкости запаса воды проектного аварийного питательного электронасоса АПЭН.

Основные преимущества АПНПП по отношению к СПОТ ПГ при управлении с ПДПЭ определяются следующими положениями:

а) принципиальная возможность полной компенсации отказа АПЭН для обеспечения ФБ ОТ и ФБ ПГ;

б) отсутствие необходимости расположения элементов систем безопасности на большой высоте за пределами защитной оболочки ЯЭУ.

Однако применение СУ2 также требует дополнительных обоснований надежности и условий работоспособности АПНПП.

Таким образом, указанные выше положения определяют актуальность и цель предлагаемой статьи — анализ обоснованности известных стратегий управления авариями с ПДПЭ на ЯЭУ и разработка общей стратегии управления авариями с ПДПЭ на ЯЭУ.

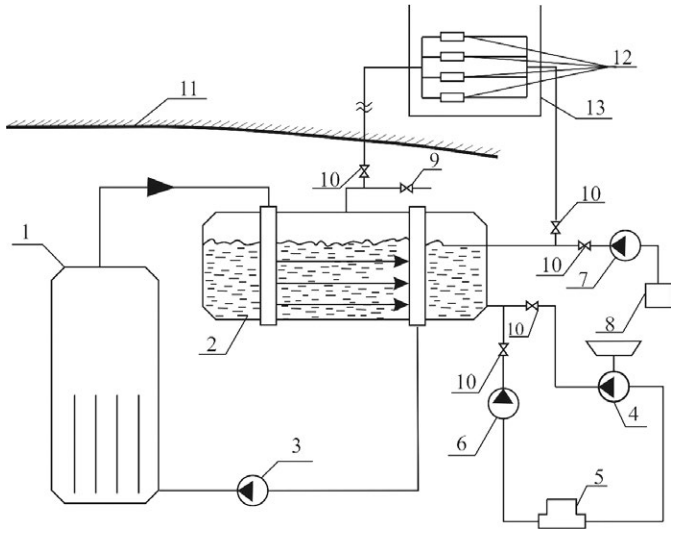



Рис. 1. Типовая схема СПОТ ПГ ВВЭР:
1 — реактор; 2 — ПГ; 3 — главный циркуляционный насос; 4 — турбопитательный насос (ТПН); 5 — деаэратор; 6 — вспомогательный питательный электронасос; 7 — аварийный питательный электронасос (АПЭН); 8 — бак запаса воды АПЭН; 9 — быстродействующий запорно-отсечной клапан (БЗОК); 10 — запорная арматура; 11 — защитная оболочка; 12 — конденсаторы СПОТ ПГ; 13 — бак запаса воды (при водяном охлаждении конденсаторов СПОТ ПГ)

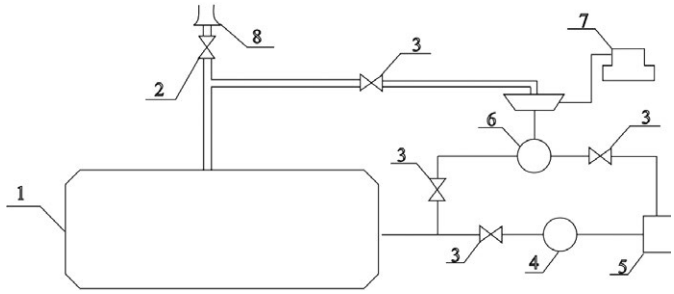



Рис. 2. Принципиальная схема подключения АПНПП ПГ при авариях с ПДПЭ:
1 — ПГ; 2 — БЗОК; 3 — запорные клапаны; 4 — АПЭН; 5 — гидроемкости запаса воды АПЭН; 6 — АПНПП; 7 — деаэратор; 8 — турбина ЯЭУ

## Основные положения стратегий управления авариями с ПДПЭ

Анализ стратегии управления авариями с ПДПЭ на основе СПОТ ПГ (СУ1). Для реакторов типа ВВЭР одной из перспективных СПОТ является система отвода тепла через 2-й контур парогенератора

(СПОТ ПГ). Основное назначение СПОТ ПГ — обеспечение ФБ ПГ в процессе аварий с ПДПЭ и отвода тепла от реактора (ФБ ОТ).

Анализ установленных (например, в Китае) и проектируемых СПОТ ПГ позволяет сделать предварительные выводы:

1. СПОТ ПГ фактически являются вспомогательными для активных систем безопасности обеспечения выполнения ФБ ОТ, для аварий с частичной или кратковременной потерей электроснабжения.

Обеспечение выполнения ФБ ПГ также недостаточно обосновано. Снижение уровня воды в ПГ может привести к повреждению теплообменных труб ПГ и к запроектным авариям с межконтурными течами.

2. Для обеспечения необходимой естественной циркуляции теплообменная поверхность СПОТ ПГ с воздушным или водяным охлаждением должны устанавливаться за пределами защитной оболочки на большой высоте. Такой подход определяет значительное снижение надежности СПОТ ПГ и защитной оболочки к внешним экстремальным воздействиям относительно основного оборудования ЯЭУ.

Таким образом, недостаточно обеспечен принцип соответствия пассивных и активных систем безопасности при авариях с ПДПЭ и множественными отказами как одного из основных уроков Фукусимской аварии.

В квазистационарном приближении уравнения теплогидравлики СПОТ ПГ можно представить в следующем виде:

$$G(i''-i')+C_p\cdot G\cdot\Delta T_1=\alpha F\Delta T_2,\ G\cdot(i''-i')=N(t)\,, \quad (1)$$

$$(\rho_l-\rho_\upsilon)\cdot gH=\left(\frac{\xi_\upsilon}{\rho_\upsilon A_\upsilon^2}+\frac{\xi_l}{\rho_l A_l^2}\right)\cdot G^2\,, \quad (2)$$

где $G$ — расход в СПОТ ПГ; $i''$, $i'$ — соответственно энтальпия пара и конденсата в насыщенном состоянии; $C_p$ — удельная теплоемкость конденсата; $DT_1$ — разность температур насыщенного ($T_s$) и охлажденного ($T_k$) конденсата; $DT_2$ — средняя разность температур между циркулирующим потоком и внешней средой ($T_0$); α — коэффициент теплопередачи между циркулирующим потоком и внешней средой; $F$ — площадь теплообменной поверхности СПОТ ПГ; $r_l$, $r_u$ — плотность жидкости и пара соответственно; $g$ — ускорение силы тяжести; $H$ — высота СПОТ ПГ; $x_u$, $x_l$ — соответственно суммарный коэффициент гидравлического сопротивления на паровом и жидкостном участках; $A_u$, $A_l$ — средняя площадь проходного сечения СПОТ ПГ на паровом и жидкостном участках; $N(t)$ — мощность остаточных тепловыделений активной зоны реактора; $t$ — время аварийного процесса.

Тогда условия обеспечения принципа соответствия СПОТ ПГ и АПЭН следуют из формул (1), (2):

$$F\ge F_{\min}=\frac{i''-i'+C_p\cdot\Delta T_1}{\alpha\cdot\Delta T_2}\cdot\frac{N(t)}{i''-i'}\,, \quad (3)$$

$$H\ge H_{\min}=\frac{\dfrac{\xi_\upsilon}{\rho_\upsilon A_\upsilon^2}+\dfrac{\xi_l}{\rho_l A_l^2}}{(\rho_l-\rho_\upsilon)g}\cdot\frac{N^2(t)}{(i''-i')^2}\,. \quad (4)$$

Минимально допустимые значения площади проходного сечения конденсирующегося потока в контурах естественной циркуляции могут быть оценены из условий отсутствия конденсационных гидроударов [12]:

$$F_r=\frac{G}{\rho\cdot A\sqrt{g}}\cdot\left(\frac{4A}{\pi}\right)^{\frac{1}{4}}<1\,. \quad (5)$$

Возникновение конденсационных гидроударов нарушают условия устойчивой циркуляции в контуре СПОТ ПГ.

Тогда из условия (5) нижняя граница площади проходного сечения СПОТ ПГ:

$$A_H=\sqrt[3]{\frac{4\cdot G^4}{\pi\rho_l^4 g^2}}\,. \quad (6)$$

Верхняя граница площади проходного сечения ($A_B$) может быть определена из условия непревышения при сейсмических воздействиях напряжений (σ) в металле конструкции СПОТ ПГ массой М (А) предельно допустимым напряжением $\sigma_{\max}$ [5, 6]:

$$\sigma[M(A_B),H_0,a_c]\le\sigma_{\max}\,, \quad (7)$$

где $H_0$ — максимальная высота конструкции СПОТ ПГ над поверхностью грунта; $a_c$ — отклик ускорения землетрясения на поверхности грунта промплощадки.

Из уравнения (3) следует, что при воздушном теплосъеме для прямоточной гладкой трубной теплообменной поверхности СПОТ ПГ, температуре конденсата не более 320 К при $N(t)$ более 50 % от номинальной мощности реактора минимальная площадь теплообменной поверхности СПОТ ПГ $F_{\min}\ge 3{,}5\cdot10^5$ м$^2$.

Проблема необходимости реализации большой площади теплообмена СПОТ ПГ может быть решена

за счет мероприятий по повышению интенсивности внешнего теплообмена (например, внешнее оребрение теплообменной поверхности) и установки компактных модульных теплообменников (см. рис. 1). Однако при установке системы модульных теплообменников существенно возрастает гидравлическое сопротивление контура циркуляции СПОТ ПГ. В соответствии с условием (4) это приводит к необходимости увеличения общей высоты СПОТ ПГ на несколько сотен метров над поверхностью защитной оболочки ЯЭУ. Такая высота СПОТ ПГ технологически трудновыполнима и определяет значительное снижение условий сейсмостойкости и общего уровня безопасности к внешним экстремальным воздействиям.

**Анализ стратегии управления авариями с ПДПЭ на основе АПНПП (СУ2).** Многолетний опыт эксплуатации теплотехнического оборудования тепловых и ядерных энергоустановок показал, что наименее надежными элементами является насосное оборудование [14]. Аналогом АПНПП может быть основной ТПН, работоспособность которого обеспечивается непосредственно отборами пара от турбоустановки. Анализ технических характеристик и опыта эксплуатации ТПН позволяет предположить линейную аппроксимацию зависимости объемного расхода $Q$ от давления пара $P_\upsilon$ в пароотборе [15]:

$$Q = K_\upsilon \cdot P_\upsilon , \tag{8}$$

где $K_\upsilon$ = 585,9 м³/(ч × МПа) — коэффициент линейной аппроксимации.

Таким образом, из зависимости (8) следует минимальное предельное давление, обеспечивающее работоспособность АПНПП ($P_{min}$):

$$\frac{Q(АПНПП)}{Q(ТПН)} = \frac{K_\upsilon(АПНПП) \cdot P_{\min}}{K_\upsilon(ТПН) \cdot P_{\max}} , \tag{9}$$

где $P_{max}$ — максимальное давление пара в турбоприводе ТПН (6,4 МПа), обеспечивающее проектный расход 3750 м³/ч. Считая идентичными коэффициенты линейной аппроксимации для ТПН и АПНПП, получаем значение $P_{min}$ = 0,3 МПа.

Таким образом, можно сформулировать основные положения общей стратегии управления авариями с ПДПЭ:

1. В начальный момент аварии необходимо применение АПНПП до снижения давления в ПГ менее 0,3 МПа (СУ1). Работоспособность АПНПП должна быть обеспечена для аварий с ПДПЭ и отказом аварийной защиты реактора при давлениях в ПГ более 0,3 МПа.

2. При снижении давления в ПГ менее 0,3 МПа необходимо отключение АПНПП и переход на СПОТ ПГ (СУ2). Размеры СПОТ ПГ должны соответствовать требованиям по сейсмостойкости [5, 6] и обеспечивать ФБ ОТ от реактора и поддержания необходимого уровня воды в ПГ при давлениях пара 0,3 МПа.

**Выводы**

1. В статье приведен анализ известных современных подходов управления авариями на ЯЭУ с ПДПЭ: стратегия применения СПОТ ПГ, основанная на естественной циркуляции, и стратегия применения альтернативных АПНПП.

2. Основные ограничения стратегии применения СПОТ ПГ естественной циркуляцией определяются следующими факторами:

не представляется реальной техническая реализация необоснованно больших конструкционных габаритов системы при остаточной мощности тепловыделений более 50 % от номинальной мощности;

расположение теплообменной поверхности за пределами защитной оболочки существенно снижает уровень безопасности по отношению к внешним экстремальным воздействиям (землетрясения, торнадо, ураганы и т.п.).

Реальные конструкционные габариты в пределах защитной оболочки обоснованы для мощности остаточных тепловыделений не более 2 % от номинальной мощности реактора (около часа с момента аварийного останова реактора).

Поэтому для начальных этапов эффективного управления аварией необходимы альтернативные пассивные системы безопасности, обеспечивающие компенсацию отказов аварийных питательных электронасосов в течение не менее 72 ч. В качестве такой системы обосновано использование АПНПП.

Основные ограничения стратегии применения АПНПП связаны с необходимостью квалификации в условиях относительно низких давлений пара.

3. Предложена общая стратегия управления авариями с ПДПЭ на ЯЭУ. В начальный момент управление аварией осуществляется АПНПП при давлении пара в ПГ более 0,3 МПа.

При меньших давлениях пара в ПГ и снижении мощности остаточных тепловыделений менее 2 % от номинальной мощности обосновано применение стратегии с СПОТ ПГ, основанными на естественной циркуляции. При этом размеры СПОТ должны со-

ответствовать нормативным требованиям по сейсмостойкости и обеспечивать ФБ ОТ от реактора и поддержания необходимого уровня питательной воды в ПГ при давлениях пара менее 0,3 МПа.

4. Необходима экспериментальная квалификация систем безопасности, обеспечивающих управление авариями с ПДПЭ.

5. Необходима дополнительная квалификация предложенной стратегии управления авариями с ПДПЭ с учетом межконтурных течей и динамики процессов в реакторе.

**Список использованной литературы**


1. IAEA International Fact Expert Mission of the Fukushima-Daiichi NPP Accident Following The Great East Japan Earthquake and Tsunami // IAEA Mission Report. — IAEA, 2011. — 160 p.
2. Скалозубов В. И. Анализ причин и последствий аварии на АЭС Fukushima как фактор предотвращения тяжелых аварий в корпусных реакторах / В. И. Скалозубов, А. А. Ключников, В. Н. Ващенко, С. С. Яровой. — Чернобыль : ИПБ АЭС НАНУ, 2012. — 280 с.
3. Скалозубов В. И. Комплекс методов переоценки безопасности атомной энергетики Украины с учетом уроков экологических катастроф в Чернобыле и Фукусиме / В. И. Скалозубов, Г. А. Оборский, И. Л. Козлов [и др.]. — Одесса : Астопринт, 2013. — 244 с.
4. Скалозубов В. И. Научно-технические основы мероприятий повышения безопасности АЭС с ВВЭР / В. И. Скалозубов, А. А. Ключников, Ю. А. Комаров, А. В. Шавлаков. — Чернобыль : ИПБ АЭС НАНУ, 2010. — 200 с.
5. ПНАЭ Г-7–002–86. Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок [Введены с изменениями 01.07.1987 г.] / Госатомэнергонадзор СССР. — М. : Энергоатомиздат, 1989. — 525 с.
6. ПНАЭГ Г-5–006–87. Нормы проектирования сейсмостойких АЭС / Госатомэнергонадзор СССР. — М. : Энергоатомиздат, 1989. — 24 с.
7. Наффаа Х. М. Обоснование выбора схемного решения и геометрических параметров СПОТ ГО ВВЭР-1000 / Х. М. Наффаа, В. А. Дубковский // Ядерна та радіаційна безпека. — 2014. — № 3 (63). — С. 19–23.
8. Наффаа Х. М. Оценка эффективности системы пассивного отвода тепла от защитной оболочки РУ с ВВЭР в условиях длительного обесточивания / Х. М. Наффаа, В. А. Герлига, Д. В. Шевелев, А. С. Балашевский // Ядерна та радіаційна безпека. — 2013. — № 2 (58). — С. 27–31.
9. Наффаа Х. М. Расчетное моделирование работы и оценка эффективности системы пассивного отвода тепла от гермообъема (СПОТ ГО) при разрыве паропровода острого пара с неизоляцией аварийного ПГ по питводе на АЭС с ВВЭР-1000 / Х. М. Наффаа, Д. В. Шевелев, А. С. Балашевский // Глобальная ядерная безопасность. — 2014. — № 1 (10). — С. 5–9.
10. Задачи обоснования СПОТ защитной оболочки для АЭС нового поколения // Материалы конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР» (Подольск, Россия). Подольск : Гидропресс, 2008.
11. Наффаа Х. М. Классификация систем пассивного отвода остаточных тепловыделений от защитных оболочек ядерных реакторов / Х. М. Наффаа, В. А. Дубковский // Праці Одеського політехнічного університету. — 2014. — Вип. 1 (43). — С. 104–112.
12. NUREG/CR6519. Screening Reactor Steam / Water Piping Systems for Water Hammer. — U. S. Nuclear Regulatory Commission, 1997, 49 p.
13. Королев А. В. Резервная подпитка парогенераторов АЭС в условиях электрообесточивания энергоблока / А. В. Королёв, О. В. Деревянко // Ядерна та радіаційна безпека. — 2014. — Вип. 2 (62). — С. 10–12.
14. Мазуренко А. С. Анализ применимости результатов экспериментальных исследований гидродинамики к насосным системам тепловых и ядерных энергоустановок / А. С. Мазуренко, В. И. Скалозубов, Д. С. Пирковский [и др.] // Ядерна енергетика та довкілля. — 2017. — № 1 (9). — С. 49–53.
15. Пособие службы подготовки персонала Балаковской АЭС по эксплуатации энергоблока ВВЭР-1000 / Мин. РФ по атомной энергии; концерн «Росэнергоатом». — 2009. — Т. 2. — 382 с.


**В. І. Скалозубов, В. Ю. Гриб, О. В. Королев, Т. В. Габлая, В. Ю. Кочнева**

*Одеський національний політехнічний університет, просп. Шевченка, 1, Одеса, 65044, Україна*

**Стратегії управління аваріями під час повної тривалої втрати електропостачання на ядерних енергоустановках**

Однією з основних причин важких аварій і руйнівних вибухів на АЕС Фукусіма-Даїчі були технічні недоліки ядерних енергоустановок і недостатня підготовленість оперативного персоналу з управління аваріями з повною тривалою втратою електропостачання. Аналіз діючих і розроблюваних посібників та інструк-

цій з управління важкими аваріями на реакторних установках показав, що прийняті стратегії управління аваріями з повною тривалою втратою електропостачання на ядерних енергоустановках з реакторами типу ВВЕР недостатньо обґрунтовані та ефективні. У роботі пропонується комплексна стратегія управління аваріями з повною втратою тривалого електропостачання. Стратегія базується на комплексному підході забезпечення функцій безпеки щодо відведення залишкових тепловиділень від реактора і підтримання необхідного рівня котлової води в парогенераторі. Реалізація стратегії здійснюється у випадках тисків у парогенераторі понад 0,3 МПа альтернативними аварійними живильними насосами з пароприводом від парогенераторів; а за менших тисків системами пасивного відведення тепла — на принципах природної циркуляції.

*Ключові слова*: управління аваріями, повна втрата тривалого електропостачання, ядерні енергоустановки.

**V. I. Skalozubov, V. Yu. Grib, A. V. Korolev, T. V. Gablaya, V. Yu. Kochneva**

*Odessa National Polytechnic University, 1, Shevchenko av., Odesa, 65044, Ukraine*

## Blackout Accident Management Strategies at Nuclear Power Plants

Technical shortcomings of nuclear power plants (NPP) with boiling water reactors and the inadequate training of operating staff for blackout accident management are among the main causes of severe accidents and destructive explosions at the Fukushima-Daiichi NPP. The blackout at Fukushima-Daiichi NPP was a consequence of the site flooding because of combined effect of the earthquake (about 9 points in the epicenter at a distance of 160–180 km from coast) and tsunami with a height of more than 14 m near the coast. The Fukushima-Daiichi site is placed at a height of 10 m above sea level, and there is a system of breakwaters with a height of more than 4 m above sea level. According to design calculations, the maximum wave height off the coast is about 5 m. Therefore, the accident was great surprise for the operating organization Tokyo Electric Power Company, and it revealed unpreparedness of technical means and staff in preventing consequences of the initial accident event. After Fukushima-Daiichi accident double inspections were hold at all US nuclear power plants. They also demonstrated insufficient preparedness of technical means and staff for blackout accident management. Analysis of current and developed guidelines/instructions for the severe accident management at reactor facilities has revealed that the accepted blackout accident management strategies at NPP with water-water energetic reactor (VVER) are not substantiated and not effective enough. A comprehensive blackout accident management strategy is described in the paper. The strategy is based on an integrated approach to ensuring the safety functions of afterheat removal from the reactor and maintaining the required level of boiler water in the steam generator. The strategy is realised by alternative emergency steam-driven feed pumps at steam generator pressure of more than 0.3 MPa, and by afterheat removal passive systems based on the principles of natural circulation at lower pressures.

Practical implementation of the proposed blackout accident management strategy determines the need of additional experimental design qualification of new passive safety systems.

*Keywords*: accident management, blackout, nuclear power plant.

### References

1. *IAEA International Fact Expert Mission of the Fukushima-Daiichi NPP Accident Following the Great East Japan Earthquake and Tsunami*. IAEA Mission Report. IAEA, 2011, 160 p.
2. Skalozubov V. I., Klyuchnikov A. A., Vashchenko V. N., Yarovoy S. S. (2012). *Analiz prichin i posledstviy avarii na AES Fukushima kak faktor predotvrashcheniya tyazhelykh avariy v korpusnykh reaktorakh* [Analysis of the causes and consequences of the accident at Fukushima NPP as a factor in the prevention of severe accidents in tank reactors]. Chornobyl: ISP NPP NAS of Ukraine, 280 p. (in Russ.)
3. Skalozubov V. I., Oborsky G. A., Kozlov I. L., Vashchenko V. N., Gablaya V. V., Kochneva V. Yu. (2013). *Kompleks metodov pereotsenki bezopasnosti atomnoy energetiki Ukrainy s uchetom urokov ekologicheskikh katastrof v Chernobyle i Fukusime* [Complex of methods for reassessing the safety of nuclear energy in Ukraine, taking into account the lessons of environmental disasters in Chornobyl and Fukushima]. Odesa: Astroprint, 244 p. (in Russ.)
4. Skalozubov V. I., Klyuchnikov A. A., Komarov Yu. A., Shavlakov A. V. (2010). *Nauchno-tekhnicheskie osnovy meropriyatiy povysheniya bezopasnosti AES s VVER* [Scientific and technical basis of measures to improve the safety of NPPs with VVER]. Chornobyl: ISP NPP NAS of Ukraine, 200 p. (in Russ.)

5. USSR State Committee for the Supervision of Safe Work in the Nuclear Power Industry (1989). *PNAE G-7-002-86. Norms for calculating the strength of equipment and pipelines of nuclear power plants.* Moscow: Energoatomizdat, 525 p. (in Russ.)
6. USSR State Committee for the Supervision of Safe Work in the Nuclear Power Industry (1989). *PNAE G-5-006-87. Standards for design of seismic resistant nuclear power plants.* Moscow: Energoatomizdat, 24 p. (in Russ.)
7. Naffaa H. M., Dubkovsky V. A. (2014). Obosnovanie vybora skhemnogo resheniya i geometricheskikh parametrov SPOT GO VVER-1000 [Justification of the choice of circuit design and geometrical parameters of CARPS VVER-1000]. *Yaderna ta radiatsiina bezpeka* [Nuclear and Radiation Safety], vol. 63, no. 3, pp. 19–23. (in Russ.)
8. Naffaa Kh. M., Gerliga V. A., Shevelev D. V., Balashevsky A. S. (2013). Otsenka effektivnosti sistemy passivnogo otvoda tepla ot zashchitnoy obolochki RU s VVER v usloviyakh dlitelnogo obestochivaniya [Evaluation of the effectiveness of the system of passive heat removal from the VVER RP protective shell under conditions of prolonged de-energization]. *Yaderna ta radiatsiina bezpeka* [Nuclear and Radiation Safety], vol. 58, no. 2, p. 27–31. (in Russ.)
9. Naffaa H. M., Shevelev D. V., Balashevsky A. S. (2014). Raschetnoe modelirovanie raboty i otsenka effektivnosti sistemy passivnogo otvoda tepla ot germoobema (SPOT GO) pri razryve paroprovoda ostrogo para s neizolyatsiey avariynogo PG po pitvode na AES s VVER-1000 [Computational modeling of work and assessment of the efficiency of the passive heat removal system from the containment CARPS in case of rupture of the steam line with non-isolation of the emergency SG at the power supply at VVER-1000 NPPs]. *Globalnaya yadernaya bezopasnost* [Global Nuclear Safety], vol. 10, no. 1, pp. 5–9. (in Russ.)
10. FGUP-OKBM-AEP (2008). Zadachi obosnovaniya SPOT zashchitnoy obolochki dlya AES novogo pokoleniya [The tasks of justifying the ARPS of the containment for NPPs of the new generation]. *Proceedings of the "Ensuring the safety of NPPs with WWER" (Podolsk, Russia).* Podolsk: Gidropress. (in Russ.)
11. Naffaa H. M., Dubkovsky V. A. (2014). Klassifikatsiya sistem passivnogo otvoda ostatochnykh teplovydeleniy ot zashchitnykh obolochek yadernykh reaktorov [Classification of systems for passive removal of residual heat from the protective shells of nuclear reactors]. *Odes'kyi Politechnichnyi Universytet. Pratsi*, vol. 43, no. 1, pp. 104–112. (in Russ.)
12. NUREG/CR6519. *Screening Reactor Steam / Water Piping Systems for Water Hammer.* U. S. Nuclear Regulatory Commission, 1997, 49 p.
13. Korolev A. V., Derevyanko O. V. (2014). Reserve backup of steam generators of nuclear power plants in the conditions of electrical powering of the power unit. *Yaderna ta radiatsiina bezpeka* [Nuclear and Radiation Safety], vol. 62, no. 2, pp. 10–12. (in Russ.)
14. Mazurenko A. S., Skalozubov V. I., Pirkovsky D. S., Chulkin O. A., Zhou Huiyuy (2017). Analysis of the applicability of the results of experimental studies of hydrodynamics to pump systems of thermal and nuclear power plants. *Yaderna enerhetyka ta dovkillia* [Nuclear Power and the Environment], vol. 9, no. 1, pp. 49–53. (in Russ.)
15. *Posobie sluzhby podgotovki personala Balakovskoy AES po ekspluatatsii energobloka VVER-1000. Tom 2* [Manual service personnel training Balakovo NPP for the operation of the power unit VVER-1000. Volume 2]. Ministry of the Russian Federation for Atomic Energy; Rosenergoatom, 2009, 382 p. (in Russ.)

Надійшла 19.04.2019
Received 19.04.2019

УДК 621.039;548.5 doi.org/10.31717/2311–8253.19.1.3

**С. В. Габелков, И. В. Жиганюк, В. Г. Кудлай, П. Е. Пархомчук, С. А. Чиколовец**

*Институт проблем безопасности атомных АЭС НАН Украины, ул. Кирова, 36а, Чернобыль, 07270, Украина*

# Фазовый состав необлученного ядерного топлива 4-го блока Чернобыльской атомной электростанции

*Ключевые слова:*
необлученное ядерное топливо,
дифрактометр,
оксид урана,
рентгеновский фазовый анализ,
рентгеновский количественный анализ,
фазовый состав.

Для оценки ядерной, радиационной и экологический безопасности комплекса «Новый безопасный конфайнмент — объект “Укрытие”» необходимо оценить состояние необлученного ядерного топлива по истечении 32 лет после аварии. Методом рентгеновской дифракции показано, что образец необлученного ядерного топлива представлен оксидом урана $UO_2$ с кубической структурой. Установлено, что образцы необлученного ядерного топлива могут использоваться в качестве эталонов при исследовании топливосодержащих материалов методами рентгеновского качественного и количественного фазового анализов. Увеличение значения межплоскостного расстояния для основного отражения необлученного ядерного топлива, возможно, указывает на то, что за 32 года, прошедших после аварии, в топливе начался процесс доокисления оксида урана $UO_2$.

## Введение

Перед аварией на 4-м блоке Чернобыльской атомной электростанции (ЧАЭС) ядерное топливо находилось в четырех местах реакторного отделения: в активной зоне реактора (1 659 тепловыделяющих сборок), в бассейне выдержки сборок с отработавшим топливом (129 тепловыделяющих сборок), на узле подготовки топливных сборок в центральном зале (48 тепловыделяющих сборок) и в помещении подготовки свежего топлива (36 тепловыделяющих сборок). На сегодня из 48 тепловыделяющих сборок «свежего» топлива, находившегося в центральном зале, 7 находятся на развеске в северо-западной части центрального зала, остальные — под завалами [1–3]. Для оценки ядерной, радиационной и экологический безопасности комплекса «Новый безопасный конфайнмент — объект “Укрытие”» необходимо изучить состояние необлученного ядерного топлива по истечении 32 лет после аварии.

При проведении исследований фазового состава кристаллических фаз топливосодержащих материалов методами рентгеновской дифракции (фазовый анализ, полуколичественный и количественный анализы) требуются образцы-эталоны для определения содержания оксидов урана и степени их окисления [4–6].

Целями данной работы являются:

1) изучение фазового состава необлученного ядерного топлива 4-го блока ЧАЭС;

2) определение возможности использования образцов необлученного ядерного топлива в качестве эталонов при определении содержания оксидов урана в топливосодержащих материалах методами рентгеновской дифракции.

## Исследуемые материалы

Исследовали образец необлученного ядерного топлива реактора большой мощности канального (РБМК), который извлечен из 4-го блока ЧАЭС в 1996 г. и хранился при комнатной температуре в помещении 1-го класса работ Института проблем безопасности АЭС НАН Украины. Отобран образец

© С. В. Габелков, И. В. Жиганюк, В. Г. Кудлай, П. Е. Пархомчук, С. А. Чиколовец, 2019

в форме таблетки. Одна из его торцевых поверхностей была подготовлена методом шлифования для уменьшения шероховатости поверхности.

**Методика исследований**

Фазовый состав исследуемого образца определяли методом рентгеновской дифракции. Использовали модернизированный дифрактометр ДРОН-4, схему θ–θ, излучение Cu $K_\alpha$. Калибровка проводилась по основному отражению кристаллов α-кварца. Съемки проводились как в режиме сканирования в широком интервале углов 20–120°, так и в прецизионном — в узких интервалах углов, при рабочем напряжении 19 кВ и силе тока 12 мА. Шаг изменения угла 0,01 или 0,05°. Время экспозиции каждой точки 3 или 5 с. Обработка данных проводилась с использованием программы New Profile 3.5, разработанной в Национальном техническом университете «Харьковский политехнический институт». Для идентификации фаз использовали базу дифракционных данных ASTM [7–10].

**Результаты исследований**

Дифрактограмма необлученного ядерного топлива представлена на рис. 1. Она получена в сканирующем режиме в интервале углов 20–120° с шагом 0,05° и времени экспозиции каждой точки 3 с. Дифрактограмма содержит 18 отражений различной интенсивности: 13 отражений относится к оксиду урана $UO_2$, 5 отражений — к пластилину. Пластилин использовался для крепления образца в кювете дифрактометра. Для идентификации отражений пластилина была проведена его съемка в сканирующем режиме при тех же параметрах.

Используя дифрактограмму, представленную на рисунке, были выбраны интервалы углов для прецизионной съемки шести основных отражений оксида урана $UO_2$ для получения более точных данных. Параметры съемок (интервалы углов, шаг съемок, время экспозиции каждой точки) и полученные данные (положения отражений (углы отражения 2θ), их интенсивности, полуширины и межплоскостные расстояния) приведены в табл. 1. Межплоскостные расстояния d рассчитаны с использованием программы New Profile 3.5 с учетом разделения дублета $\alpha_1$ и $\alpha_2$. Отражения экстраполировались асимметричной функцией Коши второго порядка.

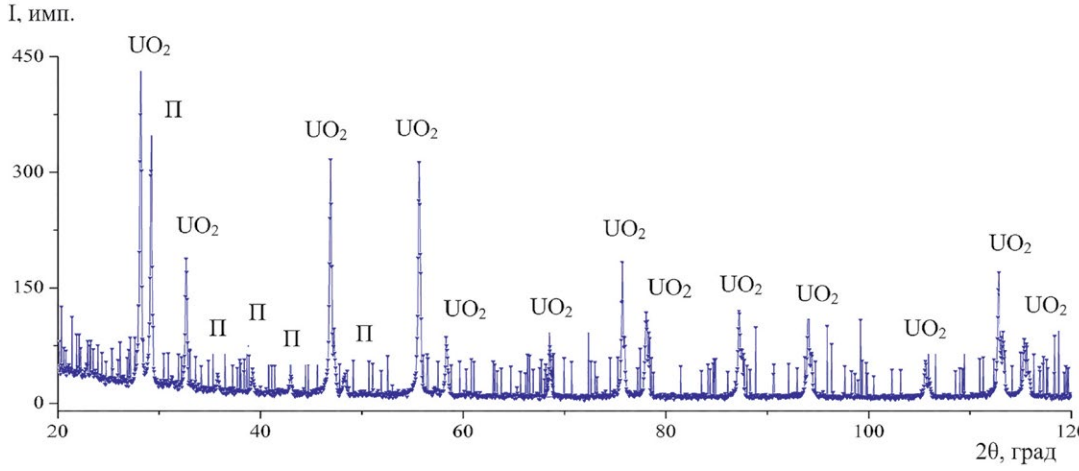



Рис. 1. Дифрактограмма диоксида урана ($UO_2$ — оксид урана, П — пластилин)

**Анализ результатов**

Известно [11–14], что оксид урана $UO_2$ — вещество, цвет которого меняется от коричневого до черного в зависимости от дисперсности и способа получения и имеющее гранецентрированную кубическую решетку типа флюорита. Параметр решетки a = 0,547 нм. Рентгенографическая плотность диоксида урана 10,95 г/см$^3$.

Дифракционные данные (по шести основным отражениям) оксида урана $UO_2$ четырех авторов из базы данных ASTM представлены в табл. 2. У отражения № 1 межплоскостные расстояния имеют среднее значение 0,31570 нм, у отражения № 2 они имеют значение 0,27357 нм, у отражения № 3 — 0,19342 нм, у отражения № 4 — 0,16495 нм, у отражения № 5 — 0,12550 нм и у отражения № 6 — 0,12383 нм.

Анализ данных, приведенных в табл. 1 и 2, показывает, что у отражений № 2–6 значения

**Таблица 1. Дифракционные данные образца необлученного ядерного топлива**

| № п/п | Параметры съемок | Дифракционные данные | | | | Фаза |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | Интервал углов, град | 2θ, град | I, имп./отн. ед. | β, град | d, нм | |
| 1 | 27,7–28,2 | 28,174 | 441,7/1000 | 0,174 | 0,31646 | $UO_2$ |
| 2 | 32,2–33,2 | 32,673 | 131,3/297 | 0,162 | 0,27386 | $UO_2$ |
| 3 | 46,5–47,5 | 46,897 | 225,3/510 | 0,167 | 0,19357 | $UO_2$ |
| 4 | 55,1–55,2 | 55,642 | 241,5/546 | 0,188 | 0,16504 | $UO_2$ |
| 5 | 75,2–76,2 | 75,753 | 120,6/270 | 0,207 | 0,12551 | $UO_2$ |
| 6 | 77,5–78,6 | 78,043 | 70,5/160 | 0,217 | 0,12235 | $UO_2$ |

Примечание. 2θ — угол отражения, I — интенсивность, β — полуширина, d — межплоскостное расстояние, шаг съемок 0,01°, время экспозиции каждой точки 5 с.

межплоскостных расстояний необлученного ядерного топлива (см. табл. 1, п. 2–6) находятся в интервале значений межплоскостных расстояний этих плоскостей оксида урана $UO_2$, известных ранее (база ASTM, см. табл. 2, п. 2–6). Разброс значений межплоскостных расстояний от их средних значений не превышает 0,0002–0,0003 нм, что находится в пределах ошибки измерений на использованном оборудовании (дифрактометрах). Однако межплоскостное расстояние отражения № 1 (см. табл. 1, п. 1) необлученного ядерного топлива (0,31646 нм) превышает все приведенные в табл. 2 значения. Это, по-видимому, свидетельствует о процессе доокисления оксида урана $UO_2$ [11]. Известно, что при этом кислород входит в кристаллическую решетку оксида урана. Процесс доокисления проявляется в изменении плотности анионов и катионов в плоскостях. В силу того, что именно эта плоскость [11] имеет наибольшую плотность анионов и катионов, это изменение может проявляться на начальной стадии процесса.

Относительные интенсивности отражений от всех плоскостей образца необлученного ядерного топлива (см. табл. 1) с точностью до 10–20 % совпадают с данными с базы данных ASTM (см. табл. 2). Это свидетельствует об удовлетворительном соответствии полученных нами интенсивностей, известных из литературных источников.

Соответствие полученных дифракционных данных опубликованным ранее результатам однозначно указывают на то, что образец необлученного ядерного топлива представлен оксидом урана $UO_2$ с кубической структурой и может использоваться в качестве эталона при исследовании топливосодержащих материалов методами рентгеновской дифракции.

## Заключение

Установлено, что необлученное ядерное топливо 4-го блока ЧАЭС после 10 лет нахождения на объекте «Укрытие» и 22 лет хранения в лаборатории I класса выполнения работ представлено оксидом урана $UO_2$

**Таблица 2. Дифракционные данные (6 основных отражений) оксида урана $UO_2$ из базы данных ASTM**

| № п/п | ASTM 78–0725 [7] | | ASTM 78–0664 [8] | | ASTM 76–1118 [9] | | ASTM 75–0455 [10] | | h k l |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | d, нм | I, отн. ед. | d, нм | I, отн. ед. | d, нм | I, отн. ед. | d, нм | I, отн. ед. | |
| 1 | 0,31558 | 1000 | 0,31581 | 1000 | 0,31570 | 1000 | 0,31633 | 1000 | 1 1 1 |
| 2 | 0,27336 | 347 | 0,27356 | 347 | 0,27341 | 354 | 0,27395 | 346 | 2 0 0 |
| 3 | 0,19325 | 409 | 0,19339 | 409 | 0,19333 | 431 | 0,19371 | 407 | 2 2 0 |
| 4 | 0,16480 | 350 | 0,16492 | 350 | 0,16487 | 381 | 0,16519 | 350 | 3 1 1 |
| 5 | 0,12539 | 115 | 0,12549 | 115 | 0,12544 | 114 | 0,12569 | 115 | 3 3 1 |
| 6 | 0,12522 | 83 | 0,12531 | 85 | 0,12227 | 100 | 0,12251 | 83 | 4 2 0 |

Примечание. d — межплоскостное расстояние, I — интенсивность, h k l — индексы плоскостей.

с кубической структурой. При этом за время хранения, возможно, начал развиваться процесс доокисления оксида урана $UO_2$.

Показано, что образцы необлученного ядерного топлива могут быть использованы в качестве эталонов при определении содержания оксидов урана методами рентгеновской дифракции в топливосодержащих материалах.

### Список использованной литературы


1. Об'єкт «Укриття»: 30 років після аварії / В. О. Краснов, А. В. Носовський, В. М. Рудько, В. М. Щербін. — Чорнобиль : ІПБ АЕС НАН України, 2016. — 512 с.
2. Ядерное топливо в объекте «Укрытие» Чернобыльской АЭС / Р. В. Арутюнян, Л. А. Большов, А. А. Боровой, Е. П. Велихов. — М. : Наука, 2010. — 240 с.
3. Жидков А. В. Топливосодержащие материалы объекта «Укрытие» сегодня: актуальные физические свойства и возможности прогнозирования их состояния / А. В. Жидков // Проблеми Чорнобиля. — 2001. — Вип. 7. — С. 23–40.
4. Кристаллография, рентгенография и электронная микроскопия / Я. С. Уманский, Ю. А. Скаков, А. Н. Иванов, Л. Н. Расторгуев. — М. : Металлургия, 1982. — 632 с.
5. Структурный анализ в физическом материаловедении: учеб. пособие / Л. И. Гладких, С. В. Малыхин, А. Т. Пугачёв, М. В. Решетняк. — Харьков : Підручник НТУ «ХПІ», 2014. — 384 с.
6. Уманский Я. С. Рентгенография металлов и полупроводников / Я. С. Уманский. — М. : Металлургия, 1976. — 496 с.
7. Hund F. Fluoritmischphasen der Dioxide von Uran, Thorium, Cer und Zirkonium mit Wismutoxid / F. Hund // Z. Anorg. Allg. Chem. — 1964. — Vol. 333. — 248–255.
8. Brisi C. // Atti Accad. Sci. Torino, Cl. Sci. Fis. Mat. Nat. — 1959. — Vol. 94. — 67–76.
9. Barrett S. A. et al. // Acta Crystallogr., Ser. B. — 1982. — Vol. 38. — 2725.
10. Gronvold F., Haraldren H. // Nature (London). — 1948. — Vol. 162. — 69.
11. Тураев Н. С. Химия и технология урана: учеб. пособие для вузов / Н. С. Тураев, И. И. Жерин. — М. : ЦНИИАТОМИНФОРМ, 2005. — 407 с.
12. Технология урана и плутония: учеб. пособие / А. А. Маслов, Г. В. Каляцкая, Г. Н. Амелина, А. Ю. Водянкин, Н. Б. Егоров. — Томск : Изд-во Томск. политехн. ун-та, 2007. — 97 с.
13. Каляцкая Г. В. Химия урана. Методические указания к выполнению лабораторных работ / Г. В. Каляцкая, А. А. Маслов. — Томск : ТПУ, 2009. — 20 с.
14. Волкович В. А. Металлургия урана и технология его соединений / В. А. Волкович, А. Л. Смирнов. — Екатеринбург : Изд-во Урал. ун-та, 2014. — Ч. 3. — 140 с.


**С. В. Габєлков, І. В. Жиганюк, В. Г. Кудлай, П. Є. Пархомчук, С. А. Чиколовець**

*Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, вул. Кірова, 36а, Чорнобиль, 07270, Україна*

### Фазовий склад неопроміненого ядерного палива 4-го блока Чорнобильської атомної електростанції

Для оцінки ядерної, радіаційної та екологічної безпеки комплексу «Новий безпечний конфайнмент — об'єкт "Укриття"» необхідно оцінити стан неопроміненого ядерного палива через 32 роки після аварії. Методом рентгенівської дифракції показано, що зразок неопроміненого ядерного палива представлено оксидом урану $UO_2$ з кубічною структурою. Установлено, що зразки неопроміненого ядерного палива можуть використовуватися як еталони при дослідженні паливовмісних матеріалів методами рентгенівського якісного та кількісного фазового аналізів. Збільшення значення міжплощинної відстані для основного відображення неопроміненого ядерного палива, можливо, вказує на те, що за 32 роки, які минули після аварії, у паливі почався процес доокислення оксиду урану $UO_2$.

*Ключові слова*: неопромінене ядерне паливо, дифрактометр, оксид урану, рентгенівський фазовий аналіз, рентгенівський кількісний аналіз, фазовий склад.

**S. V. Gabielkov, I. V. Zhyganiuk, V. G. Kudlai, P. E. Parkhomchuk, S. A. Chikolovets**

*Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants, NAS of Ukraine, 36a, Kirova st., Chornobyl, 07270, Ukraine*

### Phase Composition of Non-irradiated Nuclear Fuel from 4th Unit of Chornobyl Nuclear Power Plant

It is necessary to assess the state of unirradiated nuclear fuel 32 years after the accident in order to assess the nuclear, radiation and environmental safety of the New Safe Confinement complex — the Shelter object. Standards samples

are required for conducting studies of the crystalline phases' composition of fuel-containing materials for uranium oxides determination and its oxidation level by X-ray diffraction.

The objectives of the work were: 1) to study the phase composition of unirradiated nuclear fuel of the 4th unit of the Chornobyl Nuclear Power Plant (NPP); 2) to determine the possibility of using samples of unirradiated nuclear fuel as standards in determining the content of uranium oxides in fuel-containing materials by X-ray diffraction methods. The phase composition of the unirradiated nuclear fuel of the 4th unit of the Chornobyl NPP was determined by X-ray diffraction. We used a diffractometer "Dron-4" upgraded for θ–θ scheme, Cu Kα radiation. The "Dron-4" was calibrated by basic diffraction line of alpha Quartz. We held determining lines by X-ray method in wide range of angle. At the same time, we determined lines with high-precision in the narrow range of angle. Data processing was carried out by a New Profile 3.5 program. The New Profile 3.5 program developed in the National Technical University "Kharkiv Polytechnic Institute". For identification of phases the diffraction database from ASTM was used.

It is shown that the sample of non-irradiated nuclear fuel is represented by uranium oxide $UO_2$ with cubic structure. It has been established that samples of unirradiated nuclear fuel can be used as standards in the study of fuel-containing materials using X-ray qualitative and quantitative phase analysis methods. The increase in the interplanar distance for the main reflection of unirradiated nuclear fuel may indicate that in the 32 years that have passed since the accident in the fuel, the process of additional oxidation of uranium oxide $UO_2$ began.

*Keywords:* non-irradiated nuclear fuel, diffractometer, uranium oxide, X-ray phase analysis, X-ray quantitative analysis, phase composition.

**References**

1. Krasnov V. O., Nosovskyi A. V., Rudko V. M., Shcherbin V. M. (2016). *Obiekt "Ukryttia": 30 rokiv pislia avarii* [Shelter object: 30 years after the accident]. Chornobyl: Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants, NAS of Ukraine, 512 p. (in Ukr.)
2. Arutyunyan R. V., Bolshov L. A., Borovoy A. A., Velikhov E. P. (2010). *Yadernoe toplivo v obekte "Ukrytie" Chernobylskoy AES* [Nuclear fuel in the Shelter of the Chernobyl Nuclear Power Plant]. Moscow: Science, 240 p. (in Russ.)
3. Zhidkov A. V. (2001). Toplivosoderzhashchie materialy obekta "Ukrytie" segodnya: aktualnye fizicheskie svoystva i vozmozhnosti prognozirovaniya ikh sostoyaniya [The Shelter object fuel-containing materials today: Actual physical properties and the ability to predict their state]. *Problemy Chornobylya* [Problems of Chornobyl], Vol. 7, pp. 23–40. (in Russ.)
4. Umansky Ya. S., Skakov Yu. A., Ivanov A. N., Rastorguev L. N. (1982). *Kristallografiya, rentgenografiya i elektronnaya mikroskopiya* [Crystallography, X-ray diffraction and electron microscopy]. Moscow: Metallurgiya, 632 p. (in Russ.)
5. Gladkich L. I., Malykhin S. V., Pugachev A. T., Reshetnyak M. V. (2014). *Strukturnyy analiz v fizicheskom materialovedenii* [Structural analysis in physical materials science]. Kharkiv: Pidruchnyk NTU "KhPI", 384 p. (in Russ.)
6. Umansky Ya. S. (1976). *Rentgenografiya metallov i poluprovodnikov* [Radiography of metals and semiconductors]. Moscow: Metallurgiya, 496 p. (in Russ.)
7. Hund F. (1964). Fluoritmischphasen der Dioxide von Uran, Thorium, Cer und Zirkonium mit Wismutoxid. *Z. Anorg. Allg. Chem*, vol. 333, pp. 248–255.
8. Brisi C. (1959). *Atti Accad. Sci. Torino, Cl. Sci. Fis. Mat. Nat*, vol. 94, pp. 67–76.
9. Barrett S. A. et al. (1982). *Acta Crystallogr., Ser. B*, vol. 38, p. 2725.
10. Gronvold F., Haraldren H. (1948). *Nature (London)*, vol. 162, p. 69.
11. Turaev N. S., Zherin I. I. (2005). *Khimiya i tekhnologiya urana* [Chemistry and technology of uranium]. Moscow: Atominform, 407 p. (in Russ.)
12. Maslov A. A., Kalyatskaya G. V., Amelina G. N., Vodyan-kin A. Yu., Egorov N. B. (2007). *Tekhnologiya urana i plutoniya* [Technology of uranium and plutonium]. Tomsk: Tomsk Polytechnic University Press, 97 p. (in Russ.)
13. Kalyatskaya G. V., Maslov A. A. (2009). *Khimiya urana. Metodicheskie ukazaniya k vypolneniyu laboratornykh rabot* [Chemistry of Uranium. Guidelines for laboratory work]. Tomsk: TPU, 20 p. (in Russ.)
14. Volkovich V. A., Smirnov A. L. (2014). *Metallurgiya urana i tekhnologiya ego soedineniy* [Uranium metallurgy and technology of its compounds: a course of lectures. Part 3]. Ekaterinburg: Ural University Publishing house, 140 p. (in Russ.)

Надійшла 08.01.2019
Received 08.01.2019

УДК 621.039 doi.org/10.31717/2311–8253.19.1.4

**V. V. Yehorov, S. A. Paskevych, L. I. Pavlovsky, O. V. Balan**

*Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants, NAS of Ukraine, 36a, Kirova st., Chornobyl, 07270, Ukraine*

# Experience and Prospects of a Shielding in the Implementation of Works on the Transformation of the Shelter Object into an Ecologically Safe System

*Keywords:*
radiation protection,
shielding,
Shelter object,
sources of ionizing radiation.

The efficiency of the use of personnel protection shielding against intensive sources of ionizing radiation in the areas of work at the Shelter object is analyzed. Data on the practical application of protective shields when performing works to stabilize unstable structures of the Shelter object are presented. The models for the use of special protective cabins for the dismantlement of the Shelter object structures are justified; these models are planned to be implemented after the commissioning of the New Safe Confinement. It is shown, that use of shielding as one of the most effective methods for reducing the collective dose of radiation is crucial.

## Introduction

A lot of work on the transformation of the Shelter object into an ecologically safe system was carried out in severe radiation-hazardous environments and required the implementation of a number of protective measures. Since the beginning of the 2000s, a large amount of construction and installation works have been implemented at the Shelter object. Most of the work was carried out in places with the presence of intense sources of ionizing radiation. Shielding measures were used to protect the personnel who performed work under such conditions. Such protective measures were implemented during the implementation of the project on stabilizing of beams B1 and B2, stabilizing of the structures of the Shelter object, creating of a protective contour of a New Safe Confinement (NSC), etc. The most widely used shields and protective cabins were used to carry out works to strengthen the Western support of the "Mammoth" beam, as well as the cementation of the soils of the local area of the Shelter object by a cement-aqueous mixture [1]. Specific requirements for shields for each working area were proposed in the working project — geometric sizes, thickness and mass.

The Institute for Safety Problems of the Nuclear Power Plants (ISP NPP) of the National Academy of Sciences of Ukraine participated in the development of the projects, as well as carried out author's supervision of its implementation. As a result, the project data was accumulated, based on which the justification for the need for protection was made, as well as the actual results of the received radiation doses of personnel and data on the practical effectiveness of the protection.

Taking into account the experience gained, ISP NPP was involved in the design works on the dismantling of the Shelter object designs. According to [2] dismantling of its structures will start shortly after the commissioning of the NSC, therefore [3] work should be completed by the end of 2023.

## Research methodology

The main source of data for mathematical modeling of geometry, sizes and characteristics of shielding means are the angular distribution of gamma radiation intensity in space (4π) using the device ShD-1 and data experimental shielding at a specific workplace by means of protection simulation device the "Ekran". To evaluate the effectiveness

© V. V. Yehorov, S. A. Paskevych, L. I. Pavlovsky, O. V. Balan, 2019

of the protective shields methodology and data presented in [4, 5] were used. Initial data for calculations (dose rate, characteristics of the energy spectrum, the presence and properties of intense sources of ionizing radiation) were obtained as a result of comprehensive survey of workplaces at the Shelter object [6].

**Results and discussion**

The presence of intensive sources of ionizing radiation in the areas of work at the Shelter object required the development of special shielding solutions in the stabilization of beams B1 and B2, which were implemented in 1999. The purpose was to prevent the collapse of beams, which could lead to a drop of pipe rolling on the overlap of the central hall, scheme E, etc. The risk of such an incident was the possibility of the release of a significant amount of high-level radioactive dust outside the Shelter object.

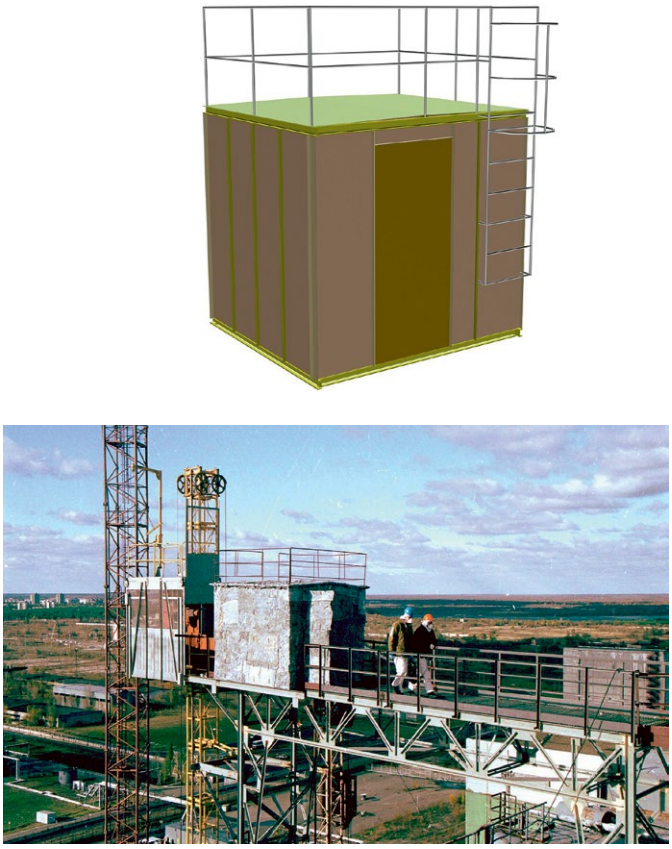


Fig. 1. Design and practical use of the shielded cabin

However, the work on the support nodes of the beams were significantly complicated by the high levels of gamma radiation from the major conglomeration of radioactive materials in the reactor unit. In this regard, one of the shielding solutions was the creation of a protective cabin. Fig. 1 shows a graphic design of the cab and a picture of the cabin during the work. The use of such device allowed to reduce significantly the number of personnel per 100 people involved in the project and reduce the collective dose of radiation by 1.1 Sv [2].

During the works on stabilization of the unstable structures at the Shelter object, the main protective measures were applied in the following areas of work: the western bearing of the "Mammoth" beam, the northern counterfort wall, the foundations of beams B1 and B2, the console part of the reinforcement steel structures, the position of openings in the western counterfort wall, staff access route on the southern shields.

Particular attention was paid to the use of protective structures, such as protective box, shielded cabins, shielded carriage. For example, during the cementation of the base for metal reinforcement structures of the western wall of the Shelter object, cabins and special shields for radiation protection of drill master's workstations and workers involved in well drilling and cementation of the base were developed and implemented. The protective cabin consisted of a frame of metal profiles, which formed a bulk structure of 1040 × 1040 × 2520 mm. The roof and tray of the cab were covered with steel sheets, and two wall sides were lined with lead sheets 10 mm thick. According to the design calculations, a collective dose without shielding in the implementation of such measures as the strengthening of the western support of the beams "Mammoth", work on the area of the northern fronts, work in the area of the site of the clamping on the wall of beams B1 and B2, as well as the cost of access routes amounted to 19.2 people × Sv. When using protective shielding, the collective dose was 14.8 people × Sv. Thus, the collective dose was reduced to 4.4 people × Sv.

During the project of the Shelter object structures stabilization, based on the "dose-cost-benefit" analysis, it was decided to create a protective wall in the area of the site of the enlarged assembly. The site was located in the local area of the Shelter object and it needs protection from the eastern side against intense sources of ionizing radiation. The protective wall (Fig. 2) was arranged with blocks of 36.6 m length, 9.6 m high and 400 mm thick.

According to the calculations, the reduction of value gamma radiation after the construction of the protective wall is 2.5 times. After the construction, the actual effectiveness of the protective wall was measured and it was found that, depending on the place of measurement, the coefficient of reduction of value gamma radiation is 1.8–3.2 times. Comparison of the design values with the actual levels of attenuation allows to conclude that the

design decisions are correct, it allowed to reduce the dose rates at workplaces on the site more than 2 times.

Important actions for the protection of personnel were performed during the work on the transfer of loading from beams B1 and B2 into metal reinforcement structures. Radiological conditions in the areas of work required the use of shields, since the dose rate was in the range of 0.1 to 0.4 Sv/h. Reducing the dose rate after the shielding of workplaces has confirmed the justification of its use when performing stabilization project at the Shelter object.

Fig. 2. Protective wall at the Shelter object site

The ISP NPP also participated in works on the creation of the NSC enclosing perimeter. The Institute carried out works connected with the removal of shields and metal roofing panels, the removal of the wall panels of the end of the turbine hall and other work. For part of the work, a need for the development of protective actions was determined. Therefore, for the dismantling of the roofing panels of the turbine hall between the axes 64–66, A–B, a decision to use horizontal shielding of the type of protective overlapping platforms and shielded stairs was taken. As a protective material, lead sheets with 5–10 mm in thickness were chosen.

Radiation conditions in the work areas, namely, during work on the removal of shielding for an additional roof of the turbine hall, as well as metal roofing panels of the turbine hall with the help of tower cranes, can be characterized as complex conditions. In this case, existing sources of ionizing radiation affect both the personnel working on the roof, and the operators of the tower cranes. In this regard, the project envisaged shielding cabs of tower cranes, in which operators are inside for a relatively long time. Protection with sheet lead is provided to reduce the dose rate in the cockpit tower cranes. It is known from the experience of work on the implementation of projects at the Shelter object, that the dose rate in the cockpit of construction machinery can be reduced four times by shielding. The final decision on the cabins' shielding was taken after agreement with the company manufacturer of cranes.

According to the Strategy, the dismantling of the Shelter object must begin shortly after the commissioning of the NSC. At the moment, scientists of Chornobyl NPP has developed a pilot project "Reconstruction of the Shelter object of the Chornobyl NPP. Demolition of a steelwork for strengthening the southern roof" [7]. Researchers of the ISP NPP have analyzed and substantiated use of the protective shields in the workplace related to the demolition of the steelwork and the strengthening of the staff's access routes. Analysis of the radiation conditions in the work area showed that the value of gamma radiation reaches 0.5 Sv/h. However, the installation of stationary bioprotection shields is not profitable. On the other hand, an analysis of possible access routes to the southern shields has shown that it is most appropriate to organize the access of personnel to the area of work with the help of a special shielded cabin (Fig. 3), which will be served through the NSC main cranes system. A cabin can be used also to protect personnel against exposure gamma-radiation during forced technological breaks. According to the calculations, the effective/or equivalent dose rate in the shielded cabin should not exceed 25 mSv/h when placed on the southern roof.

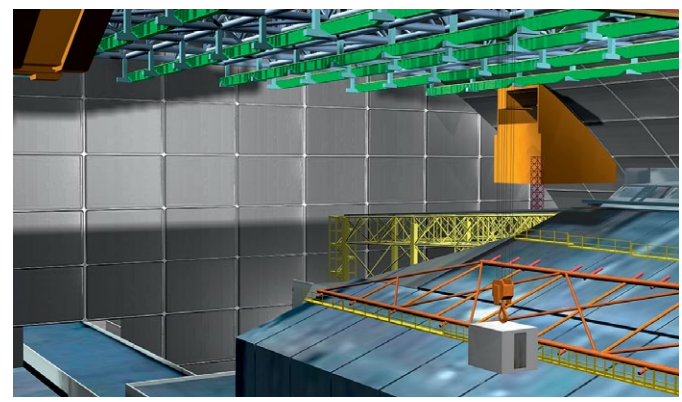


Fig. 3. The scheme of use of the cabin

The following basic design decisions of the shielded cabin are foreseen:

1. The cabin has a rectangular shape, equipped with a traverse for fastening.
2. The cabin does not have a door, but it is equipped with a doorway and a gate.
3. The cabin is equipped with a folding ladder for safe passage of the staff to roof and back.

4. The interior surfaces of the cabin shall be made of materials that are easily deactivated.

5. The interior layout of the protective cabin is designed for seats for three persons (taking into account the use of their main and additional personal protective equipment) and provides for emergency evacuation in the event of failure of main cranes, as well as rails and safety belts for safe retention of personnel during displacements.

In the simulation of radiation conditions in which the protective cabin will be operated, the expert estimation method has been used to determine the value of gamma-radiation at each stage of the cabin movement route. For calculation of the thickness of the cabin walls, the Microshield MS 5 software was used. Thus, it was found that the top of the cabin should be shielded with 15 mm of lead, side surfaces — 30 mm, the floor — 25 mm. The specified specification of wall thicknesses will provide an equivalent/or effective dose rate less than 25 mSv/h inside of the protective cabin, at its transportation along the route and in conditions when the equivalent/or effective dose rate levels are higher than 0.5 Sv/h.

## Conclusions

The practical experience of participation in projects on transformation of the Shelter object into an ecologically safe system has shown the effectiveness of using shielding as one of the most effective ways of protecting personnel.

The use of protective boxes and shielded cabins for personnel allows to reduce the equivalent dose rate in the workplace up to 20 times. In this case, the calculated values are in good agreement with the data obtained when the actual use of protection in the work areas.

The use of shielding lead to a significant reduction in the collective dose of radiation during the implementation of the Shelter object unstable structures stabilization. The "dose-cost-benefit" analysis showed the importance of applying protective measures in the workplace for highly qualified specialists (crane operators, welders, etc.).

It is shown that the use of special shielded cabins for personnel access to the work areas can significantly reduce the cost of the implementation of measures to dismantle unstable structures of the Shelter object.

## References


1. *SIP SKB02 WCD-EP 002 00 / 02–88–02.01*. SSE ChNPP. Shelter Implementation Plan on the Shelter Object. Cementation of the Base Soil, Taking into Account the Drilling of Wells with a Diameter of 150 mm. Technology of Drilling Injection Wells and Cementation of the Soil Foundation. (in Russ.)
2. *Strategy for transformation of the Shelter object into an ecologically safe system*. Approved by the Interdepartmental Commission for the Integrated Solution of the Problems of the Chornobyl NPP dated on March 12, 2001, no. 2, 18 p. (in Ukr.)
3. *SIP K 04 01 000 RSR002 03.* Final Executive Report on Stabilization Measures (Safety Analyses Report). Shelter implementation plan on the Shelter object. 2018. (in Russ.)
4. Batiy V. G., Egorov V. V., Zakrevsky Yu. A., et al. (2000). Optimization of Shielding Using Experimental Data on the Angular Distributions of the Intensity of Gamma Radiation. *Problemy Chornobylya [Problems of Chornobyl]*, vol. 9, pp. 53–55. (in Russ.)
5. Batiy V. G., Glebkin S. I., Yegorov V. V., et. al. (2004). Physical and Mathematical Simulation of Biological Shielding. *Problems of atomic science and technology. Series "Nuclear physics investigations"*, vol. 44, no. 5, pp. 101–102.
6. *Report on the Results of Studies of the Radiation Situation in the Areas of Work for Stabilization of the Building Structures of the Shelter Object. Shelter Implementation Plan*. International Chernobyl Consortium — ICC (MK) JV. Chornobyl, 2002, 198 p. (in Russ.)
7. *301503.201.007-ZVSZ Report on correspondence with the requirements of sanitary legislation*. Project for reconstruction of the Shelter object Chornobyl NPP in connection with the dismantling of a metal farm on the southern roof. Chornobyl: SSE ChNPP, 2016, Vol. 7. (in Ukr.)



**В. В. Єгоров, С. А. Паскевич, Л. І. Павловський, О. В. Балан**

*Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, вул. Кірова, 36а, Чорнобиль, 07270, Україна*


## Досвід та перспективи використання екранування під час виконання робіт із перетворення об'єкта «Укриття» на екологічно безпечну систему


Важливим заходом радіаційного захисту персоналу під час роботи в радіаційно небезпечних умовах об'єкта «Укриття» є проведення екранування в зонах виконання робіт. Інститут проблем безпеки АЕС НАН України виконав значний об'єм робіт з аналізу радіаційних умов та обґрунтування необхідності застосування заходів з екранування. Ці заходи були практично реалізовані під час

виконання проектів зі стабілізації балок Б1 і Б2 та стабілізації нестабільних конструкцій об'єкта «Укриття», а також створення огороджувального контура нового безпечного конфайнмента. Також екранування використовувалось під час стабілізації опори балки «Мамонт», а також робіт із цементування ґрунтів у локальній зоні об'єкта «Укриття». Основним типом засобів екранування були захисні свинцеві екрани та захисні кабіни.

Застосування екранованих захисних кабін дало змогу зменшити рівні потужності експозиційної дози на робочих місцях від 5 до 25 разів.

Під час стабілізації західної частини об'єкта «Укриття» було збудовано спеціальну захисну стіну, що грала роль екрана для персоналу, який здійснював збирання металічних конструкцій підсилення. Рішення про створення захисної стіни з бетонних блоків було ухвалено на основі аналізу «доза — затрати — вигода». Розрахунками передбачалось, що захисна стіна мала знизити потік гамма-випромінювання в 2,5 раза, але фактично рівні ослаблення гамма-випромінювання знаходились в межах від 1,8 до 3,2 раза. У цілому проведення такого заходу було виправданим.

Використання екранування привело до зниження колективної дози опромінення під час стабілізації нестабільних конструкцій об'єкта «Укриття» на 1,1 Зв. При цьому було показано, що важливо реалізовувати заходи з екранування в місцях роботи спеціалістів високої кваліфікації (зварювальники, кранівники та ін.).

Проаналізовано доцільність використання спеціальних екранованих кабін для транспортування персоналу до зон виконання робіт під час демонтажу нестабільних конструкцій, що дасть змогу суттєво знизити рівні опромінення персоналу.

*Ключові слова:* радіаційний захист, екранування, об'єкт «Укриття», джерело випромінювання.

**В. В. Егоров, С. А. Паскевич, Л. И. Павловский, О. В. Балан**

*Институт проблем безопасности АЭС НАН Украины, Чернобыль, ул. Кирова 36а, Чернобыль, 07270, Украина*

**Опыт и перспективы использования экранирования при выполнении работ по преобразованию объекта «Укрытие» в экологически безопасную систему**

Проведен анализ эффективности использования защиты персонала от интенсивных источников ионизирующего излучения в зонах выполнения работ на объекте «Укрытие». Представлены данные о практическом применении защитных экранов при выполнении работ по стабилизации нестабильных конструкций объекта «Укрытие». Обоснованы модели применения специальных защитных кабин для работ по демонтажу конструкций объекта «Укрытие», которые планируется выполнять вскоре после ввода в эксплуатацию нового безопасного конфайнмента. Показано решающее значение использования экранирования для защиты персонала как одного из наиболее эффективных методов снижения коллективной дозы облучения.

*Ключевые слова:* радиационная защита, экранирование, объект «Укрытие», источник излучения.

Надійшла 20.02.2019
Received 20.02.2019

УДК 621.039.7 doi.org/10.31717/2311–8253.19.1.5

**А. С. Лагуненко, В. Е. Хан, А. А. Одинцов, А. К. Калиновский, В. П. Ковальчук, Т. А. Кравчук, А. В. Филиппов, М. Н. Попов**

*Институт проблем безопасности АЭС НАН Украины, ул. Кирова, 36а, Чернобыль, 07270, Украина*

# Радиоактивные аэрозоли около скопления лавообразных топливосодержащих материалов в помещении 012/15 объекта «Укрытие» в 2017–2018 гг.

*Ключевые слова:*
объект «Укрытие», лавообразные топливосодержащие материалы, радиоактивные аэрозоли, объемная активность, соотношение радионуклидов, АМАД.

Представлены радионуклидный состав и объемные активности аэрозолей в 2017–2018 гг. в помещении 012/15 объекта «Укрытие». Пробы отбирали в 5 м от северного края лавообразных топливосодержащих материалов (ЛТСМ). Установлено, что суммарная концентрация аэрозолей-носителей $^{90}Sr$ + $^{90}Y$ и $^{137}Cs$ колебалась в диапазоне 0,025–4,5 Бк/м$^3$. При этом на долю $^{137}Cs$ приходилось 54 %. Гамма-спектрометрические измерения и радиохимические анализы показали, что усредненные отношения труднолетучих радионуклидов-продуктов аварии 4-го блока Чернобыльской атомной электростанции в аэрозольных пробах соответствуют составу ЛТСМ в помещении. Это свидетельствует о процессе деструкции ЛТСМ и частичном переходе материалов в аэрозольное состояние. Их носителями были аэрозоли с активностным медианным аэродинамическим диаметром (АМАД) около 4 мкм.

## Введение

Лавообразные топливосодержащие материалы (ЛТСМ), образовавшиеся на второй стадии аварии на 4-м блоке Чернобыльской атомной электростанции (ЧАЭС) весной 1986 г., являются источником радиационной и радиоэкологической опасности. При растекании лава оказалась во многих помещениях, в том числе в подаппаратном помещении (на высотной отметке +9,00), в парораспределительном коридоре (на отметке +6,00), в бассейне-барботере (на отметках +3,00 и 0,00) и других местах [1]. И хотя с момента аварии и образования ЛТСМ прошло более 30 лет, сведений об их состоянии, а тем более динамике разрушения, все еще недостаточно.

27 ноября 2016 г. «Арка» нового безопасного конфайнмента (НБК) была установлена в проектное положение над объектом «Укрытие». Завершение создания НБК в 2018 г. обусловливает кардинальное изменение ряда факторов внешнего влияния на ЛТСМ: прекращение поступления осадков из окружающей среды в помещения объекта «Укрытие», смещение средней сезонной температуры в объекте в положительную сторону. В результате изменения температурно-влажностного режима происходит постепенное высыхание водных скоплений и понижение влажности воздуха в помещениях с ЛТСМ. Это, в свою очередь, может привести к значительному повышению концентрации радиоактивного аэрозоля в помещениях объекта «Укрытие» в результате вторичного пылеподъема с поверхностей ЛТСМ. Вместе с тем отсутствует однозначное мнение о том, как изменение температурно-влажностного режима повлияет на скорость деградации ЛТСМ. В этом

© А. С. Лагуненко, В. Е. Хан, А. А. Одинцов, А. К. Калиновский, В. П. Ковальчук, Т. А. Кравчук, А. В. Филиппов, М. Н. Попов, 2018

плане важные исследования радиоактивного аэрозоля были проведены в 2014 г. в помещении 012/15 бассейна-барботера на отметке +3,00 объекта «Укрытие», куда протекла лава [2]. Пробы аэрозоля отбирали на трехслойные фильтры Петрянова. Установлено, что суммарная объемная активность бета-излучающих аэрозолей (Σβ)-носителей $^{90}Sr$ + $^{90}Y$ и $^{137}Cs$ колебалась в диапазоне 0,2–3 Бк/м$^3$. При этом на долю $^{137}Cs$ приходилось 30–40 %. Соотношение концентраций $^{137}Cs/^{241}Am$ ~ 150. Носителями радионуклидов были аэрозоли крупнее 1 мкм. Средние соотношения радионуклидов-продуктов аварии 4-го блока ЧАЭС в аэрозольных пробах и образцах ЛТСМ существенно различались. По мнению авторов публикации, это указывало на незначительную деструкцию ЛТСМ в помещении 012/15.

Результаты, изложенные в публикации [2], служат отправной точкой для дальнейших систематических исследований воздушной среды, в частности радиоактивных аэрозолей, в помещении 012/15 при фактических температурных, влажностных, воздухообменных, радиационных и других условиях, существующих в объекте «Укрытие» после надвижки «Арки». Это позволит получить информацию о возможных негативных тенденциях поведения ЛТСМ, ухудшающих радиационную обстановку внутри объекта.

Предлагаемая работа выполнена в помещении 012/15 в 2017–2018 гг.

## Описание помещения 012/15 и находящегося там скопления ЛТСМ

Помещение 012/15 расположено на высотной отметке +3,00 и входит в систему ББ-2 (рис. 1). Лава проникла сюда из расположенного выше помещения 210/7. Исследования помещений ББ-2 и находящихся в них ЛТСМ представлены в публикациях [3–6]. Скопление ЛТСМ находится между осями $47^{+1000}$—$48_{-1000}$ и рядами $И_{-3000}$— К. Его северный край при сооружении в 1986 г. объекта «Укрытие» был залит бетоном, который поднимается над полом примерно на 0,7 м. Видимая холмистая поверхность скопления покрыта пемзообразным слоем толщиной около 0,1 м. ЛТСМ содержатся также в пяти паросбросных трубах диаметром 0,28 м, по которым лава поступала в помещение 012/15. В смежном помещении 012/14 ЛТСМ заполняют четыре паросбросные трубы, расположенные между осями 46 и 47 и рядами К и Л.

Рис. 1. Скопление ЛТСМ в помещении 012/15

В соответствии с экспертной оценкой [5] объем скопления составляет 23 ± 6 м$^3$. При плотности коричневых ЛТСМ 2,14 ± 0,34 т/м$^3$ и содержании урана 9–13 % его общее количество в скоплении около 3 т.

## Методы и средства отбора проб и измерений

Аэрозоли отбирались с помощью воздухоотборника типа RadeCo H810 в течение суток со скоростью, обеспечивающей за время экспозиции около 100 м$^3$ прокачиваемого воздуха. Использовали пакеты, состоящие из фильтров АФА РСП-20 и АФА РМП-20 площадью 20 см$^2$. Пакет устанавливали в фильтродержателе, который закрепляли на входе пластмассовой трубы с внутренним диаметром 2 см и длиной около 4 м (рис. 2 и 3). Трубу через решетку устанавливали в проходе между помещениями 012/16 и 012/15. В итоге фильтродержатель располагался в пространстве помещения 012/15 примерно в 5 м от северного края скопления, т.е. условия пробоотбора были такие же, как и в 2014 г. [2]. После окончания сеанса пробоотбора трубу вытаскивали, пакеты демонтировали, фильтры осматривали на предмет внешних повреждений и в полиэтиленовых пакетах отправляли на анализ.

Измерение бета-активности проб выполняли на приборе РКБ4–1еМ через 4–5 сут, когда полностью распадались дочерние продукты радона и торона. В результате определяли содержание Σβ.

Последующие измерения радиоактивных веществ выполняли на гамма-спектрометрическом комплексе, состоящем из полупроводникового детектора GL2020R из сверхчистого германия с бериллиевым окном толщиной 500 мкм и 8192-канального амплитудного анализатора импульсов. Измерительный диапазон охватывает энергии от

10 до 1400 кэВ. Детектор имеет разрешение 0,57 и 1,2 кэВ для энергий гамма-квантов 122 кэВ (гамма-линия $^{57}$Co) и 661,6 кэВ (гамма-линия $^{137}$Cs) соответственно. По результатам измерений рассчитывали содержание в фильтрах $^{137}$Cs, $^{154}$Eu и $^{241}$Am.

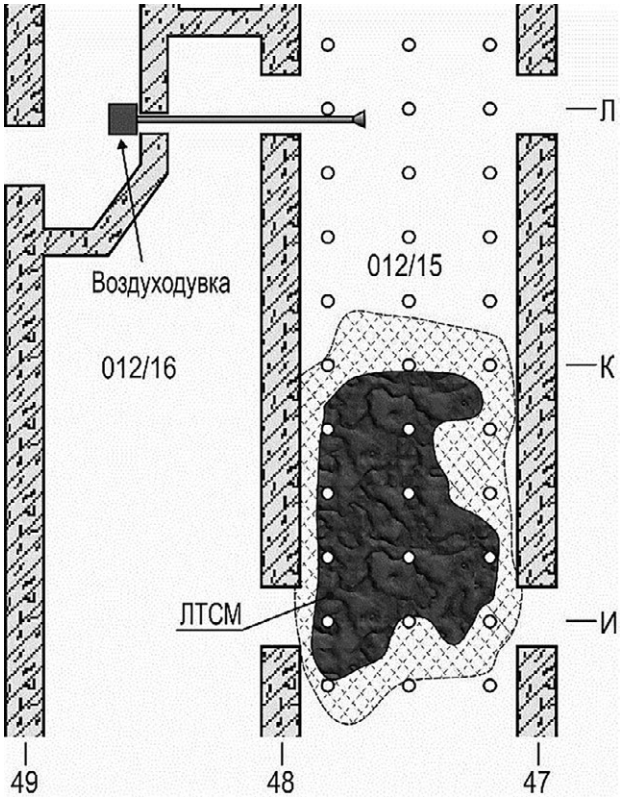



Рис. 2. Размещение средств отбора проб аэрозолей в помещениях 012/15 и 012/16

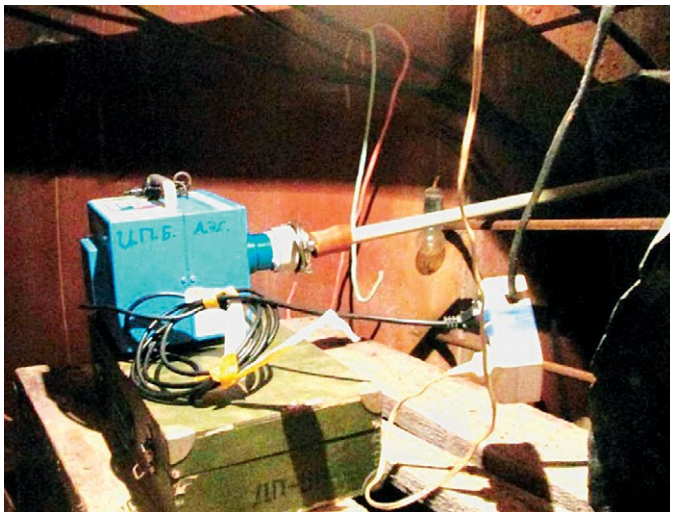


Рис. 3. Отбор проб аэрозоля из помещения 012/15

Две пробы аэрозоля, отобранные 20 апреля и 17 мая 2017 г., были еще проанализированы радиохимическими методами. После озоления проб, растворения зольных остатков и выделения элементов активность $^{90}$Sr определяли бета-радиометрическими измерениями, а $^{238}$Pu, $^{239+240}$Pu и $^{241}$Am — с помощью альфа-спектрометрии.

В период проведения отборов проб аэрозоля (май 2017 г. — июль 2018 г.) осуществлялась непрерывная фиксация значений температуры и относительной влажности в помещении 012/15 посредством регистратора Elitech RC-4HA/C, установленного в координатах $P^{+2500}/48_{-1000}$ (в 30 м от места пробоотбора). С марта по май 2017 г. контроль этих параметров выполнялся с помощью гигротермометра TH-mini с выносным датчиком температуры-влажности.

**Результаты исследований**

Результаты радиометрических и гамма-спектрометрических измерений проб аэрозолей, отобранных из помещения 012/15, приведены в табл. 1. За период март 2017 г. — сентябрь 2018 г. было отобрано 18 проб.

В период с марта 2017 г. по сентябрь 2018 г. наиболее высокие концентрации $^{137}$Cs в воздухе помещения 012/15 зарегистрированы 22 февраля 2018 г., а наиболее низкие — 13 сентября 2017 г. За весь период наблюдения величина Σβ варьировала в диапазоне $2{,}5 \cdot 10^{-2}$–4,5 Бк/м$^3$, $^{137}$Cs — $1{,}0 \cdot 10^{-2}$–2,5 Бк/м$^3$. Таким образом, минимальные и максимальные значения активности как $^{137}$Cs, так и Σβ различались на два порядка величины. Из-за низких концентраций определить $^{241}$Am и $^{154}$Eu во всех отобранных пробах на полупроводниковом спектрометре не удалось. По результатам отдельных проб активность $^{241}$Am не превысила $3{,}8 \cdot 10^{-2}$ Бк/м$^3$, а $^{154}$Eu — $5{,}6 \cdot 10^{-3}$ Бк/м$^3$.

Усредненные значения концентраций $^{137}$Cs и Σβ за весь период наблюдения составили 0,29 Бк/м$^3$ и 0,49 Бк/м$^3$ соответственно. Для сравнения, в 2014 г. усредненное значение концентрации $^{137}$Cs было 0,34 Бк/м$^3$, а Σβ — 1,1 Бк/м$^3$ [2].

В 2017–2018 гг. среднее значение отношений концентраций $^{137}$Cs/Σβ = 0,54. Из полученной величины отношения следует, что вклад $^{137}$Cs в сумму бета-излучающих нуклидов-продуктов Чернобыльской аварии составлял 54 %. Причем в 2017 г. этот вклад составил 45 %, а в 2018 г. — возрос до 64 %. Для сравнения, в 2014 г. вклад $^{137}$Cs в сумму бета-излучающих нуклидов-продуктов Чернобыльской аварии составлял 37 % [2].

**Таблица 1. Характеристики радиоактивных аэрозолей в помещении 012/15 объекта «Укрытие» в 2017–2018 гг.**

| Дата отбора | Концентрация, Бк/м³ | | | | $^{137}Cs/\Sigma\beta$ |
|---|---|---|---|---|---|
| | $^{137}Cs$ | $^{154}Eu$ | $^{241}Am$ | $\Sigma\beta$ | |
| 2017 г. | | | | | |
| 21–22.03 | 0,15 | – | – | 0,25 | 0,60 |
| 19–20.04 | 1,1 | $2,9 \cdot 10^{-4}$ | $3,9 \cdot 10^{-3}$ | 1,3 | 0,86 |
| 16–17.05 | $8,9 \cdot 10^{-2}$ | $3,0 \cdot 10^{-5}$ | $1,6 \cdot 10^{-3}$ | 0,20 | 0,45 |
| 13–19.06 | $8,1 \cdot 10^{-2}$ | – | – | 0,30 | 0,27 |
| 24–25.07 | $3,0 \cdot 10^{-2}$ | – | – | $8,5 \cdot 10^{-2}$ | 0,35 |
| 28–29.08 | $4,3 \cdot 10^{-2}$ | – | – | 0,18 | 0,24 |
| 12–13.09 | $1,0 \cdot 10^{-2}$ | – | – | $3,3 \cdot 10^{-2}$ | 0,30 |
| 25–26.10 | 0,15 | – | – | 0,47 | 0,32 |
| 15–16.11 | $6,1 \cdot 10^{-2}$ | – | – | $9,5 \cdot 10^{-2}$ | 0,64 |
| 2018 г. | | | | | |
| 17–18.01 | $8,8 \cdot 10^{-2}$ | – | – | 0,21 | 0,42 |
| 21–22.02 | 2,5 | $5,6 \cdot 10^{-3}$ | $3,8 \cdot 10^{-2}$ | 4,5 | 0,56 |
| 15–16.03 | $6,7 \cdot 10^{-2}$ | – | – | $7,4 \cdot 10^{-2}$ | 0,91 |
| 13–14.04 | 0,14 | – | – | 0,16 | 0,87 |
| 16–18.05* | $1,8 \cdot 10^{-2}$ | – | – | $2,6 \cdot 10^{-2}$ | 0,69 |
| 05–06.06 | 0,57 | – | $7,1 \cdot 10^{-3}$ | 0,61 | 0,93 |
| 05–06.07 | $2,2 \cdot 10^{-2}$ | – | – | $6,5 \cdot 10^{-2}$ | 0,34 |
| 14–15.08 | $5,0 \cdot 10^{-2}$ | – | – | 0,19 | 0,26 |
| 06–07.09 | $2,8 \cdot 10^{-2}$ | – | – | $3,7 \cdot 10^{-2}$ | 0,76 |

*16–18.05.2018 аэрозоли отбирались в течение 2 сут (200 м³ прокачанного воздуха).

Динамика объемной активности аэрозолей-носителей $^{137}Cs$ в воздухе помещения 012/15 и среднесуточные значения относительной влажности, наблюдаемые в периоды пробоотборов, представлены на рис. 4. Относительная влажность воздуха в помещении 012/7 в периоды пробоотборов варьировала от 50 до 97 %. Для сравнения, в период наблюдений в 2014 г. относительная влажность воздуха в помещении 012/15 варьировала от 30 до 90 %. Наиболее низкое значение относительной влажности зафиксировано в последней декаде февраля 2018 г. — 26 %. Высокая влажность (около 93–97 %) зафиксирована в августе—сентябре 2017 г. и в июне—июле 2018 г., когда среднесуточная температура в атмосфере окружающей среды достигала 24–27 °С.

Как следует из рис. 4, сравнительно малые значения влажности воздуха соответствовали в большинстве случаев высокой концентрации радиоактивного аэрозоля. Высокие значения влажности совпали по времени с низкими значениями концентрации радиоактивного аэрозоля.

В отличие от влажности среднесуточная температура воздуха в помещении 012/15 была относительно стабильная в течение всего периода наблюдений. Вслед за наступлением холодного периода года она опускалась от 12 до 7 °С, а в теплый период, когда происходил прогрев объекта «Укрытие», возрастала до 11–12 °С. Такой режим обеспечивался огромной массой бетонных и металлических сооружений объекта «Укрытие» и расположением помещения 012/15 на высотной отметке +3,00, где воздухообмен был незначительный.

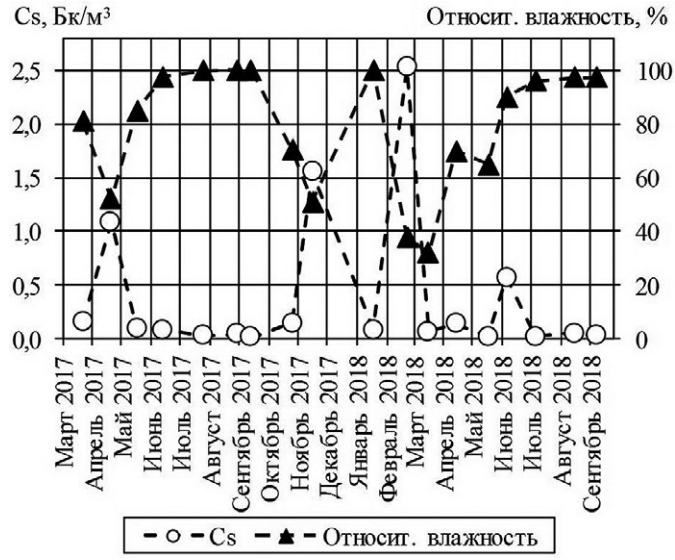



Рис. 4. Объемная активность аэрозолей-носителей $^{137}Cs$ и относительная влажность в помещении 012/15 в 2017—2018 гг.

Пробы аэрозоля, отобранные 20 апреля и 17 мая 2017 г., а также 22 февраля и 6 июня 2018 г., после гамма-спектрометрических измерений были проанализированы радиохимическим методом. Полученные результаты с неопределенностью измерения ± (10–30) % приведены в табл. 2.

**Таблица 2. Содержание (Бк, на пробу) $^{90}Sr$ и трансурановых элементов в аэрозоле помещения 012/15 в 2017–2018 гг.**

| Дата отбора | $^{90}Sr$ | $^{238}Pu$ | $^{239+240}Pu$ | $^{241}Am$ |
|---|---|---|---|---|
| 20.04.2017 | 5,4 | $5,8 \cdot 10^{-2}$ | 0,14 | 0,24 |
| 17.05.2017 | 2,5 | $2,6 \cdot 10^{-2}$ | $5,5 \cdot 10^{-2}$ | 0,11 |
| 22.02.2018 | 99 | 0,69 | 1,4 | 3,8 |
| 06.06.2018 | 21 | 0,12 | 0,26 | 0,71 |

**Таблица 3. Соотношения радионуклидов в пробах аэрозоля из помещения 012/15**

| Дата отбора | $^{137}Cs/^{241}Am$ | $^{137}Cs/^{154}Eu$ | $^{241}Am/^{238}Pu$ | $^{241}Am/^{239+240}Pu$ | $^{241}Am/^{154}Eu$ | $^{90}Sr/^{241}Am$ | $^{90}Sr/^{154}Eu$ | $^{137}Cs/\Sigma\beta$ |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 20.04.2017 | 280 | 3800 | 4,1 | 1,7 | 8,3 | 22 | 190 | 0,86 |
| 17.05.2017 | 82 | – | 4,2 | 2,0 | – | 23 | – | 0,45 |
| 22.02.2018 | 66 | 450 | 5,5 | 2,7 | 6,8 | 26 | 180 | 0,56 |
| 06.06.2018 | 80 | – | 5,9 | 2,7 | – | 29 | – | 0,93 |

**Таблица 4. Соотношения радионуклидов в ЛТСМ из помещения 012/15**

| Дата | $^{137}Cs/^{241}Am$ | $^{137}Cs/^{154}Eu$ | $^{241}Am/^{238}Pu$ | $^{241}Am/^{239+240}Pu$ | $^{241}Am/^{154}Eu$ | $^{90}Sr/^{241}Am$ | $^{90}Sr/^{154}Eu$ | $^{137}Cs/\Sigma\beta$ |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 01.07.2017 | 10 | 81 | 3,6 | 1,7 | 7,7 | 23 | 190 | 0,23 |
| 01.07.2018 | 9,7 | 86 | 3,7 | 1,7 | 8,4 | 22 | 200 | 0,23 |

По данным, приведенным в табл. 1 и 2, рассчитаны соотношения радионуклидов в некоторых пробах аэрозоля из помещения 012/15 (табл. 3).

Для сопоставления радионуклидных составов аэрозоля и скопления ЛТСМ в помещении 012/15 в табл. 4 приведены соотношения радионуклидов в ЛТСМ по состоянию на середину 2017 г. и середину 2018 г. Данные соотношения получены из базы данных отделения ядерной и радиационной безопасности ИПБ АЭС НАН Украины и [1].

Анализ данных, приведенных в табл. 1, 3 и 4, показывает, что в аэрозолях величины отношений труднолетучих радиоизотопов соответствуют составу лавы в помещении. Расхождения величин связаны как с неопределенностью измерения, так и неоднородностью состава ЛТСМ в помещении 012/15. На последний фактор было обращено внимание еще в публикациях [6, 7].

На основании указанных выше совпадений величин отношений можно сделать заключение о том, что в помещении 012/15 вследствие эрозии поверхности ЛТСМ происходит генерация радиоактивного аэрозоля, который попадает в воздушную среду помещения. Этот механизм подтверждается результатами определения дисперсности аэрозольных частиц, приведенными в работе [2].

Вместе с тем сопоставление соотношений $^{137}Cs/^{154}Eu$, $^{137}Cs/\Sigma\beta$ и $^{137}Cs/^{241}Am$ в ЛТСМ с радионуклидным составом аэрозоля показывает, что на протяжении 2017–2018 гг. аэрозоль в помещении 012/15 был обогащен $^{137}Cs$ относительно состава находящихся здесь ЛТСМ, что наблюдалось и ранее [2].

Поскольку ЛТСМ были обеднены радиоцезием в процессе образования лавы и ее растекания по помещениям объекта «Укрытие», то источниками дополнительного цезия являются аэрозоли-носители $^{137}Cs$. Эти аэрозоли, вероятно, образуются в результате деструкции поверхностей, на которые ранее сорбировались частицы-носители конденсационного цезия.

### Дисперсность радиоактивных аэрозолей

Для определения дисперсного состава радиоактивного аэрозоля в помещении 012/15 был выполнен отбор пробы на 5-каскадный импактор ИБФ-5К. Это устройство осуществляет сортировку аэрозольных частиц по пяти диапазонам аэродинамического диаметра (АД): <0,5 мкм; 0,5–1,2 мкм; 1,2–3,7 мкм; 3,7–8,5 мкм; 8,5–17,0 мкм. В качестве пятой ступени (<0,5 мкм) используется аэрозольный аспирационный фильтр, что позволяет более полно улавливать аэрозоли субмикронного размера. Следует отметить, что суммарные значения активности аэрозоля, осевшего на поверхности пластин каждой ступени импактора, как правило, ниже значений, полученных с помощью аспирационных устройств. Это обусловлено конструктивными особенностями самого импактора, ограничивающего попадание в него крупных частиц респирабельной фракции аэрозоля (для ИБФ-5К от 17 мкм и выше). В интегральных же аспирационных устройствах на фильтрах осаждается аэрозоль гораздо более широкого диапазона аэродинамического диаметра.

Исходя из активности радионуклидов, на каскадах импактора был рассчитан активностный медианный аэродинамический диаметр (АМАД). Полученные результаты приведены в табл. 5. Как следует из таблицы, распределение радиоактивного аэрозоля по размерам частиц характеризуется бимодальностью. Так, носите-

**Таблица 5. Дисперсный состав радиоактивного аэрозоля-носителя $^{137}Cs$ и $^{241}Am$ в помещении 012/15 (за период 09.10–17.10)**

| Нуклид | Объемная активность в диапазонах АД, Бк/м$^3$ | | | | | Суммарная объемная активность, Бк/м$^3$ | АМАД, мкм | Σβ, Бк/м$^3$ |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | 17–8,5 мкм | 8,5–3,7 мкм | 3,7–1,2 мкм | 1,2–0,5 мкм | <0,5 мкм | | | |
| $^{137}Cs$ | $5{,}7 \cdot 10^{-2}$ | $4{,}4 \cdot 10^{-2}$ | $2{,}8 \cdot 10^{-2}$ | $8{,}2 \cdot 10^{-2}$ | $7{,}4 \cdot 10^{-2}$ | $2{,}9 \cdot 10^{-1}$ | 1,0 | $5{,}0 \cdot 10^{-1}$ |
| $^{241}Am$ | $1{,}5 \cdot 10^{-3}$ | $8{,}7 \cdot 10^{-4}$ | $5{,}0 \cdot 10^{-4}$ | $1{,}2 \cdot 10^{-3}$ | $7{,}2 \cdot 10^{-4}$ | $4{,}8 \cdot 10^{-3}$ | 3,5 | |

лями $^{241}Am$ были частицы с АМАД 3,5 мкм, а носителями $^{137}Cs$ — аэрозоли более чем в три раза мельче (АМАД 1 мкм). Частицы, содержащие $^{241}Am$, на основании представленных выше результатов радиохимических исследований следует рассматривать как продукты деструкции ЛТСМ, находящихся в помещении 012/15.

Наличие $^{137}Cs$ на всех каскадах импактора, избыточного, относительно его содержания в лаве (см. табл. 4), объясняется присутствием его индивидуальных аэрозольных носителей в воздухе помещения. Как указано выше, такой аэрозоль, вероятно, образуется в результате деструкции поверхностей, на которые ранее сорбировались частицы-носители конденсационного цезия.

Естественно, разделить моды невозможно, поэтому вклад продуктов деструкции ЛТСМ в распределение аэрозоля-носителя $^{137}Cs$ по размерам частиц смещает АМАД последнего в сторону большей величины. Поэтому, исходя из полученной величины АМАД и утверждения о диспергационном механизме образования частиц микронного класса [8], можно предполагать, что источники образования аэрозоля-носителя цезия находятся за пределами помещения 012/15.

Исследования, проведенные в 2014 г., показали, что носителями Σβ наиболее часто были частицы с АМАД от 0,8 до 4 мкм. Лишь в одной пробе АМАД превышал 8 мкм, а в шести был 0,4 мкм и менее [2]. Результаты исследований, выполненных в 2018 г., показывают, что дисперсный состав носителей радионуклидов-продуктов Чернобыльской аварии не претерпел существенных изменений.

## Выводы

1. На протяжении 2017–2018 гг. в помещении 012/15 объекта «Укрытие» отобраны и проанализированы 17 проб радиоактивных аэрозолей-продуктов Чернобыльской аварии, при этом величина Σβ варьировала в диапазоне $2{,}5 \cdot 10^{-2}$–4,5 Бк/м$^3$, $^{137}Cs$ — $1{,}0 \cdot 10^{-2}$–2,5 Бк/м$^3$, активность $^{241}Am$ не превышала $3{,}8 \cdot 10^{-2}$ Бк/м$^3$, а $^{154}Eu$ — $5{,}6 \cdot 10^{-3}$ Бк/м$^3$. Объемная активность аэрозоля по $^{137}Cs$ и Σβ в помещении в 2017–2018 гг. примерно соответствует значениям, полученным при наблюдениях в 2014 г.

2. Соотношения труднолетучих радионуклидов в пробах аэрозоля воздуха и в скоплении ЛТСМ в помещении 012/15 имеют совпадающие значения, что свидетельствует о разрушении лавы и спонтанном переходе продуктов деструкции в аэрозольное состояние.

3. На протяжении 2017–2018 гг. аэрозоль в помещении 012/15 был обогащен $^{137}Cs$ относительно состава находящихся здесь ЛТСМ, что наблюдалось и ранее. Источниками дополнительного цезия являются аэрозоли-носители $^{137}Cs$, которые, вероятно, образуются в результате деструкции поверхностей, на которые ранее сорбировались частицы-носители конденсационного цезия.

## Список использованной литературы


1. Ядерное топливо в объекте «Укрытие» / Р. Э. Арутюнян, Л. А. Большов, А. А. Боровой и др. — М.: Наука, 2010. — 240 с.
2. Огородников Б. И. Характеристики радиоактивных аэрозолей близ скопления ЛТСМ в помещении 012/15 объекта «Укрытие» / Б. И. Огородников, В. Е. Хан, В. П. Ковальчук // Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля. — 2015. — Вип. 25. — С. 125–138.
3. Киселев А. Н. Результаты дополнительных исследований мест скоплений ЛТСМ на 4-м блоке ЧАЭС / А. Н. Киселев, А. И. Сурин, К. П. Чечеров. — М., 1994. — 59 с. — (Препринт / ИАЭ им. И. В. Курчатова; ИАЭ-5783/3).
4. Боровой А. А. Новые оценки количества ядерного топлива, находящегося на нижних отметках объекта «Укрытие» / А. А. Боровой, А. С. Лагуненко, Э. М. Пазухин // Проблеми Чорнобиля. — 2000. — Вип. 6. — С. 13–16.

5. Лавообразные топливосодержащие материалы в бассейне-барботере и парораспределительном коридоре 4-го блока Чернобыльской АЭС / А. А. Боровой, А. А. Ключников, В. А. Краснов и др. // Проблеми Чорнобиля. — 2001 — Вип. 7. — С. 181–193.
6. Пазухин Э. М. Лавообразные топливосодержащие массы 4-го блока Чернобыльской АЭС: топография, физико-химические свойства, сценарий образования / Э. М. Пазухин // Радиохимия. — 1994. — Т. 36. — № 2. — С. 97–142.
7. Огородников Б. И. Аэрозоли — свидетели разрушения лавообразных топливосодержащих материалов в объекте «Укрытие» / Б. И. Огородников, В. Е. Хан, В. П. Ковальчук // Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля. — 2013. — Вип. 20. — С. 94–106.
8. Фукс Н. А. Механика аэрозолей / Н. А. Фукс. — М.: Изд-во АН СССР, 1955. — 353 с.

**О. С. Лагуненко, В. Є. Хан, О. О. Одінцов, О. К. Калиновський, В. П. Ковальчук, Т. А. Кравчук, О. В. Філіппов, М. М. Попов**

*Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, вул. Кірова, 36а, Чорнобиль, 07270, Україна*

## Радіоактивні аерозолі біля скупчення лавоподібних паливовмісних матеріалів у приміщенні 012/15 об'єкта «Укриття» у 2017–2018 рр.

Представлено радіонуклідний склад і об'ємні активності аерозолів та їхніх випадань у приміщенні 012/15 об'єкта «Укриття» у 2017–2018 рр. Проби відбирали в 5 м від північного краю скупчення лавоподібних паливовмісних матеріалів (ЛПВМ). Установлено, що сумарна концентрація аерозолів-носіїв $^{90}$Sr + $^{90}$Y і $^{137}$Cs коливалася в діапазоні 0,025–4,5 Бк/м$^3$. При цьому на частку $^{137}$Cs припадало 54 %. Гамма-спектрометричні вимірювання і радіохімічні аналізи показали, що середні співвідношення важколетких радіонуклідів-продуктів аварії 4-го блока ЧАЕС в аерозольних пробах відповідають складу ЛПВМ у приміщенні. Це свідчить про те, що відбувається деструкція ЛПВМ і частковий перехід матеріалів в аерозольний стан.

*Ключові слова:* об'єкт «Укриття», лавоподібні паливовмісні матеріали, аерозолі, об'ємна активність, співвідношення радіонуклідів.

**O. S. Lagunenko, V. E. Khan, O. O. Odintsov, O. K. Kalinovskiy, V. P. Kovalchuk, T. A. Kravchuk, O. V. Filippov, M. M. Popov**

*Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants, NAS of Ukraine, 36a, Kirova st., Chornobyl, 07270, Ukraine*

## Radioactive Aerosols near Lava-Like Fuel-Containing Materials in Premise 012/15 of the Shelter Object in 2017–2018

Data on the radionuclide composition, volume activity and dispersity of radioactive aerosols taken in 2017–2018 in room 012/15 of the Shelter object, into which the lava-like fuel-containing materials (LFCM) flew after the accident, are presented. Relative air humidity in the room 012/15, depending on a year season, was varying from 50 to 97 %. During a day, sometimes it was changing at 5–10 %. High humidity (about 93–97 °C) was registered in summer period, when mean daily temperature in the environmental air reached 24–27 °C. In majority of cases, relatively small value of air humidity corresponded to high concentration of radioactive aerosols. High humidity values coincided in time with low values of radioactive aerosol concentrations. Mean daily temperature of room 012/15 air was relatively stable during all survey period. After cold period of year came, it dropped from 12 to 7 °C, and in warm period, when the Shelter object was heated, it grew up to 11–12 °C. Such a mode was provided by a huge mass of concrete and metal structures of the Shelter object, and due to the fact that the room 012/15 is located at height elevation +3.00, where air exchange is negligible. It was stated that concentration of beta-radiating aerosol-carriers ($^{90}$Sr + $^{90}$Y and $^{137}$Cs) was fluctuating with the range 0.025–4.5 Bq/m$^3$. Besides, $^{137}$Cs share made 54 %. Gamma-spectrometry measurements and radiochemical analyses have demonstrated that average ratios of semi-volatile radionuclide-products of Chornobyl Nuclear Power Plant Unit 4 accident in aerosol samples comply with LFCM content in the Shelter object rooms. It testifies that LFCM destruction and particular transfer of materials in aerosol state occurs. Their carriers were the aerosols with activity median aerodynamic diameter (AMAD) larger than 4 μm. During 2017–2018, aerosols in room 012/15 were enriched by $^{137}$Cs relatively to LFCM located in this place, as it was observed earlier. The sources of additional cesium are $^{137}$Cs aerosol-carriers producible, apparently, as result of destruction of surfaces, on which, particles-carriers of condensation cesium were sorbed earlier. Their carriers were the aerosols with AMAD 1 μm.

*Keywords:* Shelter object, aerosols, volume activity, lava-like fuel-containing materials, radionuclide ratios, dispersity.

## References

1. Arutyunyan R. E., Bolshov L. A., Borovoi A. A., Velikhov Ye. P., Klyuchnikov A. A. (2010). *Yadernoe toplivo v obekte «Ukrytie»* [Nuclear fuel in the Shelter object]. Moscow: Nauka, 240 p. (in Russ.)
2. Ogorodnikov B. I., Khan V. E., Kovalchuk V. P. (2015). Kharakteristiki radioaktivnykh aerozoley bliz skopleniya LTSM v pomeshchenii 012/15 obekta «Ukrytie» [Characteristics of radioactive aerosols in 2014 near lava-like fuel-contained materials in premise 012/15 of the Shelter object]. *Problemy bezpeky atomnykh elekrostantsiy i Chornobylya* [Problems of Nuclear Power Plants' Safety and of Chornobyl], vol. 25, pp. 125–138. (in Russ.)
3. Kiselev A. N., Surin A. I., Checherov K. P. (1994). *Rezultaty dopolnitelnykh issledovaniy mest skopleniy LTSM na 4-m bloke ChAES* [The results of additional studies of the locations of LTSM clusters at the 4th unit of the Chernobyl Nuclear Power Plant]. Moscow: I. V. Kurchatov Institute of Atomic Energy, 59 p. (in Russ.)
4. Borovoy A. A., Lagunenko A. S., Pazukhin E. M. (2000). Novye otsenki kolichestva yadernogo topliva, nakhodyashchegosya na nizhnikh otmetkakh obekta «Ukrytie» [The new estimations of the nuclear fuel quantity allocated into the Shelter object low floor levels]. *Problemy Chornobylya* [Problems of Chornobyl], vol. 6, pp. 13–16. (in Russ.)
5. Borovoy A. A., Klyuchnikov A. A., Krasnov V. A., Lagunenko A. S., Pazukhin E. M., Gavrilov S. L. (2001). Lavoobraznye toplivosoderzhashchie materialy v basseyne-barbotere i paroraspredelitelnom koridore 4-go bloka Chernobylskoy AES [Lava-like fuel-containing materials in the pool-barboter and the steam-distributing corridor of the 4th block of the Chernobyl NPP]. *Problemy Chornobylya* [Problems of Chornobyl], vol. 7, pp. 181–193. (in Russ.)
6. Pazukhin E. M. (1994). Lava fuel containing materials of the Chernobyl NPP unit 4: topography, physical-chemical properties, scenario of formation. *Radiohimiya* [Radiochemistry], vol. 36, no. 2, pp. 97–142. (in Russ.)
7. Ogorodnikov B. I., Khan V. E., Kovalchuk V. P. (2013). Aerozoli — svideteli razrusheniya lavoobraznykh toplivosoderzhashchikh materialov v obekte «Ukrytie» [Aerosols as evidences of destruction in the Shelter object]. *Problemy bezpeky atomnykh elektrostantsiy i Chornobylya* [Problems of Nuclear Power Plants' Safety and of Chornobyl], vol. 20, pp. 94–106. (in Russ.)
8. Fuks N. A. (1955). *Mekhanika aerozoley* [Mechanics of aerosols]. Moscow: Publishing House of the Academy of Sciences of the USSR, 353 p. (in Russ.)

Надійшла 08.11.2018
Received 08.11.2018

УДК 504.054 doi.org/10.31717/2311-8253.19.1.6

**А. Д. Скорбун[1], О. А. Кучмагра[1], Б. М. Сплошной[2], А. О. Дорошенко[1]**

[1]*Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, вул. Кірова, 36а, Чорнобиль, 07270, Україна*
[2]*Лабораторія метрології ДСП «Чорнобильський спецкомбінат», вул. Радянська, 72, Чорнобиль, 07270, Україна*

# Періодичності у сигналах довготривалих вимірювань гамма-фону в Чорнобильській зоні відчуження

*Ключові слова:*
гамма-фон,
моніторинг,
періодичні зміни.

У зоні відчуження навколо Чорнобильської АЕС функціонує автоматизована системи контролю радіаційної стану, у складі якої десятки детекторів, розташованих по всій 30-кілометровій зоні. Показники детекторів регулярно фіксують і зберігають у базі даних. У регулярних вимірюваннях потужності дози гамма-фону виявлено як явні сезонні (зима — літо), так і приховані, більш короткоперіодичні зміни інтенсивності гамма-фону, серед яких особливо помітними є добові зміни. Щоб довести, що виявлені добові зміни не пов'язані з метеоумовами чи особливостями роботи апаратури, проаналізовано сигнали від кількох детекторів за період з 1–15 травня 2018 р. Зроблено висновок, що спостережені періодичні зміни сигналу не є апаратурними ефектами.

## Вступ

Чорнобильська зона відчуження і обов'язкового відселення була утворена після радіоактивного забруднення значної території в результаті аварії на 4-му енергоблоці Чорнобильської АЕС (ЧАЕС) у 1986 р. Сьогодні у 30-кілометровій зоні навколо ЧАЕС розташовані пункти контролю (ПК) автоматизованої системи контролю радіаційного стану (АСКРС), кількість яких збільшена порівняно зі звичайними системами контролю радіаційного стану навколо атомних електростанцій. Дані про рівень гамма-фону регулярно, кожні 15 хв, передаються системою на сервер. У результаті існує можливість ретроспективного аналізу радіаційного стану.

Аналіз таких багатодобових вимірювань виявляє [1, 2], що існують досить помітні варіації значень гамма-фону, які потребують пояснення. У першу чергу це сезонні зміни, які є очікуваними, бо їх легко пов'язати з такими природними факторами, як екранування поверхні землі, де, власне, розташовані радіонукліди, вологою чи снігом. Крім того, зафіксовано існування несезонних періодичних змін, серед яких найбільш виразними і найбільш схожими на «очевидний» вплив добових змін метеоумов є регулярні добові зміни інтенсивності сигналу — значень потужності дози гамма-фону.

Ця робота присвячена пошуку відповіді на запитання, чи можна спостережений добовий хід сигналу пояснити добовими змінами метеоумов, які зумовлюють відповідні зміни в роботі апаратури. Виявлені періодичні зміни сигналу проявляються не завжди. Як правило, їх чітко видно у літній період, а в осінньо-зимовий вони слабшають до повного зникнення. Варіації значень гамма-фону, що дуже нагадують амплітудну модуляцію, часто знаходяться на рівні шумів, і ефект появи періодичностей у сигналі (який в ідеалі повинен бути пуассонівською шумовою доріжкою), як правило, можна виявити лише за допомогою таких спеціальних методів шумового аналізу, як, наприклад, вейвлет-аналіз. Однак інколи величина ефекту стає настільки великою, що сам сигнал виглядає як трохи зашумлена синусоїда. На думку авторів, сам факт існування ефектів такої

© А. Д. Скорбун, О. А. Кучмагра, Б. М. Сплошной, А. О. Дорошенко, 2019

величини і можливості їхнього надійного аналізу дають відповідь на поставлені вище запитання про природу їхньої появи. У зв'язку з цим було проаналізовано дані від кількох детекторів за травень 2018 р., коли спостерігався саме такий помітний ефект.

**Експериментальні дані та методи аналізу**

Було проаналізовано дані вимірювань гамма-фону детекторами типу GammaTRACER виробництва фірми Genitron Instrument GmbH, Germany (з газорозрядними лічильниками Гейгера — Мюллера), які входять до складу системи АСКРС. Автоматизована система збирання і передання даних працює по радіоканалах.

У роботі розглянуто результати вимірювань, отримані на шести випадково вибраних ПК. Проаналізовано дані регулярних одногодинних вимірювань гамма-фону (інтегроване значення за 15-хвилинні вимірювання) за період 1–15 травня 2018 р. Контрольована територія забруднена викидами з аварійного 4-го енергоблоку ЧАЕС під час аварії 1986 р. Радіонукліди знаходяться у поверхневому шарі ґрунту, включаючи радіоактивну траву. Тому сьогодні основним випромінювачем у контрольованій зоні є техногенний $^{137}$Cs (див. гамма-спектр на рис. 1). Внеском інших радіонуклідів, у тому числі від ланцюжків розпаду урану і торію, що утворюють природний та техногенний гамма-фон, можна нехтувати.

Можливість появи сезонних (піврічних) змін у сигналах гамма-фону є очевидною: волога чи сніговий покрив узимку екранують гамма-випромінювання від радіонуклідів, які знаходяться у ґрунті, і таким чином рівень гамма-фону узимку повинен бути нижчим, ніж у літній період. Однак поява інших періодичних складових вимагає спеціального аналізу.

Для аналізу наявних довготривалих рядів регулярних вимірювань було використано вейвлет-аналіз, основною перевагою якого є можливість визначати, в які періоди часу в сигналі з'являються ті чи інші особливості, тобто добові, сезонні коливання тощо [3, 4]. Періодичні сигнали на картинах вейвлет-перетворення по горизонталі утворюють серії регулярних «плям». Відстані між «плямами» по горизонтальній осі дорівнюють напівперіоду в одиницях горизонтальної осі. Точність визначення відстаней визначається точністю знаходження координат центрів плям в одиницях горизонтальної осі, які у дійсності можуть бути достатньо розмитими. У наведеному нижче аналізі похибка у визначенні положення центра «плями» не перевищує ±2 одиниць горизонтальної осі для добового ходу, що відповідає точності визначення часу ±1,5 год.

**Результати та їх обговорення**

У літературі (див. огляд у [5]) описано неодноразові спостереження добових, місячних і річних змін інтенсивності радіоактивного розпаду. Тому проаналізуємо можливість і особливості їхнього прояву у наших даних. На рис. 2 представлено результати вейвлет-аналізу регулярних одногодинних (середній рівень сигналу за годину) вимірювань гамма-фону для шести постів спостережень. На верхньому графіку показано вимірювання, які підлягають аналізу. Двовимірна картина під ним представляє собою серію плям, колір чи відтінок яких відобра-

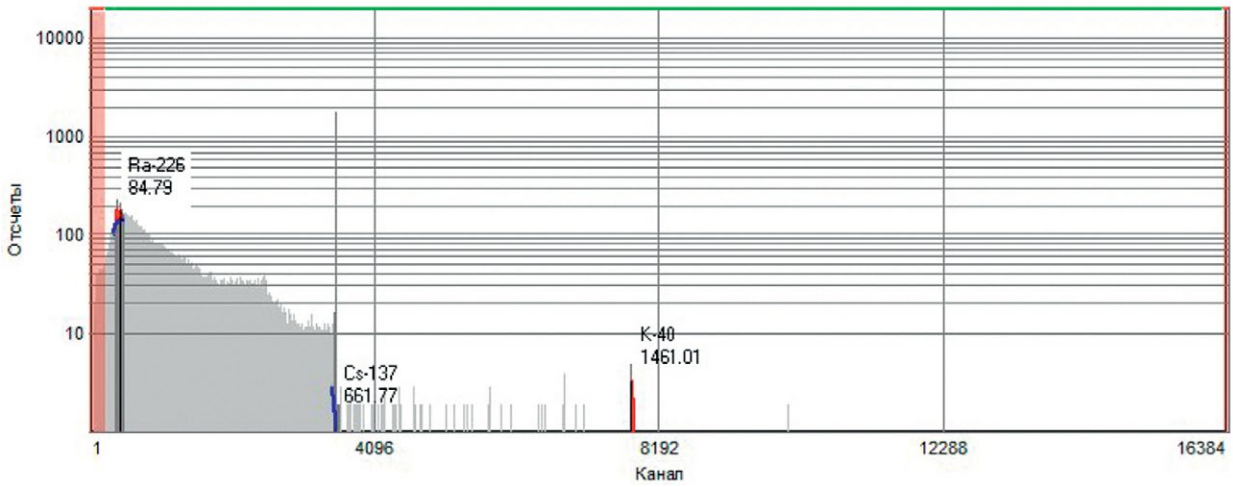



Рис. 1. Типовий спектр гамма-фону в районі зони відчуження на висоті 1 м від поверхні землі

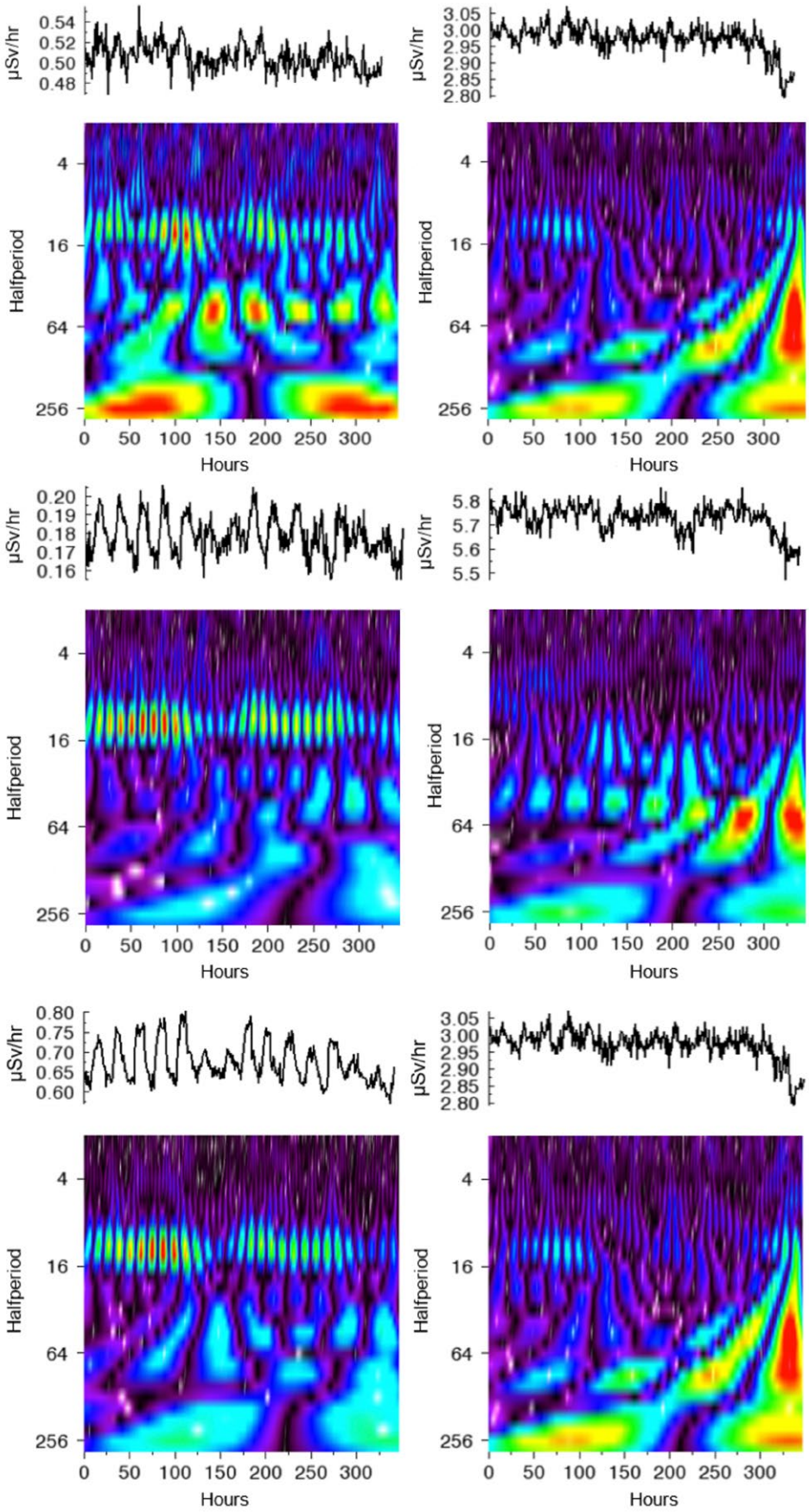



Рис. 2. Аналіз даних для шести постів спостережень за 1–15 травня 2018 р. Зображення можна умовно поділити на дві колонки: зліва яскравий ефект і низькі потужності дози; справа — високі поля і практична відсутність добового ходу. Горизонтальна вісь — години від початку вимірювань

жає величину коефіцієнтів вейвлет-розкладу, наведеного у верхній частині рисунка сигналу для різних моментів часу. По горизонталі двовимірної картини відкладено час у годинах від початку вимірювань. По вертикалі двовимірної картини відкладено напівперіод процесу у величинах горизонтальної осі.

**Добовий хід.** Верхній ряд тісно розташованих видовжених плям на рис. 2 відображає добову періодичність: програмними засобами можна показати, що вони з'являються з інтервалом у 12 год — це напівперіод добової синусоїди. Наведені двовимірні картини — це лише графічне зображення двовимірної матриці коефіцієнтів вейвлет-розкладу. Програмними засобами можна визначити точне положення плям у часі і таким чином показати, що максимуми коефіцієнтів добового ряду припадають на 17:00–18:00, а мінімальні — на 05:00–06:00 за місцевим часом, хоча зафіксовано й випадки значних відхилень. Періодичність сигналу видно також неозброєним оком на графіках рис. 2 у лівій колонці. Величина змін у деяких випадках становить близько ±10 % і значно перевищує шумову складову.

Виявилося, що отримані зображення вейвлет-розкладу можна розділити на дві групи: у першій — спостерігається чіткий добовий хід (див. ліву колонку на рис. 2), у другій — добовий хід практично відсутній. Виявляється, що добовий хід виразно проявляється на постах АСКРС із низьким значенням гамма-фону (трохи менше 1 мкЗв/год).

Слід відзначити також, що чіткість проявів добового ходу час від часу змінюється: існує незрозумілої природи модуляція інтенсивності цього ефекту. На графіках це проявляється як зменшення інтенсивності добових плям у діапазоні 150–160 год.

### Аналіз можливих факторів впливу

Аналіз та обговорення показаних на рис. 2 результатів так чи інакше зводиться до необхідності зробити нетривіальний вибір між двома гіпотезами. У першій усі спостережені періодичності є результатом впливу метеоумов чи завад (імовірно від електромереж), що змінюються протягом доби. Друга гіпотеза полягає в тому, що зафіксовані періодичні зміни інтенсивності самого сигналу означають або зміну швидкості радіоактивного розпаду, або появу додаткової періодичної складової, наприклад за рахунок змін космічного чи іншого випромінювання. Оскільки друге твердження різко конфліктує з сьогоднішніми поглядами на природу радіоактивного розпаду, є очевидною необхідність обґрунтованого доказу того, що спостережені ефекти не є апаратурними, а належать сигналу.

**Вплив температури.** Добова періодичність нагріву детектора є найбільш очевидним можливим фактором появи добових змін в інтенсивності сигналу, оскільки добре відомо, що чутливість лічильників гамма-випромінювання [6] залежить від температури.

Для перевірки гіпотези про можливість появи спостережених ефектів добової періодичності через вплив температури навколишнього середовища було проведено спеціальний експеримент. Два детектори з постів АСКРС було перевірено на температурну чутливість під час чергової метрологічної повірки. Система детектування з детектором, передпідсилювачем та іншими складовими електронної схеми, тобто у такому вигляді, як вона встановлюється на ПК, у лабораторних умовах розміщувалася в контрольованому полі гамма-випромінювання (метрологічна установка «ІНТЕР», 662 кеВ) і нагрівалася приблизно до 20–44 °С, тобто у діапазоні очікуваних максимальних змін температури в літній період. Показники датчиків при цьому зменшилися на 1,5–2 %, у той час як значення потужності дози, спостережені під час реальних вимірювань на постах АСКРС, збільшуються з підвищенням температури, а зміни є значно більшими. При цьому слід зауважити, що різниця між денними і нічними температурами рідко перевищує 15 °С, тобто вплив таких змін температури на детектори буде ще меншим.

В описаному вище прямому експерименті було показано, що зі зростанням температури сигнал повинен зменшуватися як результат температурної чутливості апаратури. Отже, пояснити добові зміни сигналу (див. рис. 2), які досягають максимуму приблизно о 17 годині, нагрівом детектора не можна.

**Вплив електромагнітних завад.** Найбільш імовірними джерелами спотворення даних у цій ситуації можуть бути:

завади в ланцюгах живлення блоків детектування;

завади в лініях заземлення блоків детектування;

електромагнітні та електростатичні завади, які наводяться на електронних компонентах блоків детектування, а також на лініях зв'язку між блоками детектування та вторинною апаратурою; можлива кореляція з «піковим» навантаженням на лініях живлення ~220 В;

некоректна робота електронних вузлів (хибні імпульси, «мертвий час»).

Найбільш чутливим до завад в АСКРС є блок детектування гамма-випромінювання. Як відзначалося вище, в АСКРС зони відчуження застосовуються блоки детектування типу GammaTRACER — автономні блоки

нового типу для постійної реєстрації потужності дози.

Живлення блоків GammaTRACER здійснюється від вбудованих у конструкцію блока детектування літієвих батарей. За вимірювального циклу 15 хв ресурс живлення гарантується не менше 5 років. Живлення блока детектування від батареї виключає наявність таких поширених завад, які можуть бути в апаратурі з живленням від промислової мережі ~220, як від вузлів випрямляння з частотами 50 та 100 Гц. При такому живленні у блоках детектування типу GammaTRACER відсутнє заземлення електроніки, тому не буде й завад у ланцюгах заземлення.

Виявлений напівперіод добової синусоїди у вимірюваннях гамма-фону не корелює, по-перше, з частотою вмикання та роботою ліній живлення потужних споживачів електроенергії в зоні відчуження — підприємств, їдалень, гуртожитків (за припущення, що лінії живлення ~220 В є джерелами електромагнітних або електростатичних завад). По-друге, виявлений час появи максимальних та мінімальних значень даних не можна віднести до пікових навантажень вищеозначених споживачів — як вранці, так і ввечері. Мається на увазі, що початок роботи промислових енергоспоживачів починається приблизно о 05:30÷06:00 ранку, а вимикання їх проводиться приблизно о 18:00 увечері. Якщо припустити вплив рівня споживання електроенергії у зоні відчуження, то ми спостерігали б добову синусоїду у вимірюваннях — вночі мали б максимум, а вдень — мінімум. Відносно споживання електроенергії гуртожитками, то в період аналізу даних у травні 2018 р. захід сонця відбувався після 19:00, як і вмикання освітлення та інших споживачів електроенергії (як правило, підприємства зони відчуження починають роботу о 08:00 та закінчують роботу о 19:00). Ці міркування стосуються як чутливості апаратури АСКРС до «просідання» напруги живлення ~220 В (слід пригадати, що живлення блока детектування здійснюється від вбудованих батарей), так і до впливу ймовірних завад як від електромагнітних, так і електростатичних полів мереж передачі промислового електроструму. На наведених на рис. 2 графіках максимуми коефіцієнтів добового ряду припадають на 17–18 годину дня, а мінімальні — на 5–6 годину ранку за місцевим часом, що суперечить наведеним вище міркуванням. Тому можна стверджувати, що на систему АСКРС не впливають промислові мережі живлення ~220 В.

Для лінії передання інформації від блоків детектування до вторинної апаратури застосовується завадостійкий інтерфейс RS422/232 та кабель, який складається з декількох дротів-скруток. Доведено, що така лінія передання цифрової інформації найменш чутлива до завад як від електромагнітного випромінювання, так і від електростатичних полів. У такому інтерфейсі відсутні ланцюги заземлення, тому будуть відсутні й завади на цих лініях.

Слід відзначити, що як елементи детектування гамма-випромінювання у блоках GammaTRACER використовують лічильники Гейгера — Мюлера. Їхня конструкція дозволяє одержувати на навантажувальному опорі амплітуду імпульсів до десятка вольт [7]. Тому у GammaTRACER відсутні вхідні підсилювачі. Сигнал з лічильників подається одразу до дискримінаторів амплітуди, що дозволяє не фіксувати малі амплітуди, які, як правило, виникають від електромагнітних чи електростатичних завад.

У конструкції блока GammaTRACER використовується два лічильника Гейгера — Мюлера. Це зроблено не з метою підвищення ефективності детектора (номенклатура лічильників Гейгера — Мюлера дуже велика і дає змогу обирати до застосування лічильники, що працюють у конкретному діапазоні реєстрації потужності дози). Така конфігурація вимірювального каналу дає змогу відбраковувати недостовірну інформацію за допомогою внутрішнього лічильника, який визначає частоту «одночасно» зафіксованих рахункових імпульсів у лічильниках Гейгера — Мюллера. Критерієм визнання одночасності таких імпульсів є фіксація їх у «часовому вікні», ширина якого дорівнює «мертвому часу» лічильників (лічильник Гейгера — Мюллера не може сформувати вихідний імпульс під час «мертвого часу»). Якщо реєструється певна частота таких імпульсів, то відповідне значення виміряної потужності дози позначається бітом «COINC». Така характерна особливість переданої інформації, як правило, свідчить про імпульсну заваду. Для блока GammaTRACER з модулем SkyLink цей критерій якості вказує на вплив на систему електромагнітних/електростатичних завад і надалі програмним шляхом виключається з бази даних.

Окремо слід відзначити, що чутливість блоків детектування до зовнішніх факторів впливу, таких як зміна температури, вологості, вплив вібрації та імпульсних ударних хвиль, а також інших факторів, повинна визначатися як додаткова похибка до основної похибки вимірювань параметрів джерел іонізуючого випромінювання. Ця похибка має розмір відсотків до основного метрологічного параметра — основної похибки вимірювання — та має визначатися (наводитися

в документації), якщо ця похибка перевищує 20 % основної похибки виміру (або на вимогу замовника споживача цього приладу). Але ця похибка визначається в конкретному діапазоні вимірювальних фізичних параметрів, і найбільше значення наводиться в технічній документації до вимірювального пристрою/системи. Тому можна вважати, що вплив інтенсивності випромінювання джерела іонізуючого випромінювання на результати аналізу параметрів джерел повинні проявлятися приблизно однаково (у розмірі відсотків) у діапазоні вимірювання. Тому під час аналізу рис. 2 можна з великою ймовірністю припустити, що блок детектування фіксує два процеси. Один з них пов'язаний із процесом, який має такі характерні ознаки, як максимуми та мінімуми значень, а другий ні.

**Висновки**

1. З метою перевірки невипадковості виявлених у сигналах АСКРС періодичних змін інтенсивності сигналів гамма-фону проаналізовано дані від шести ПК. Спостереження цього ефекту одночасно в багатьох незалежних ПК незаперечно свідчить про його існування.

2. Блоки детектування і в цілому АСКРС не чутливі до зовнішніх факторів впливу типу нагріву детектора, параметрів мереж живлення ~220 В і до електромагнітних та електростатичних полів.

3. Ефект добових змін інтенсивності сигналу іноді досить великий, його видно неозброєним оком, і величина коливань у розглянутих прикладах становить приблизно ±10 %. Це значно перевищує рівень шумової складової реєстрованого сигналу.

4. Детально розглянуто можливість того, що спостережені добові коливання інтенсивності сигналу гамма-фону зумовлені нагрівом детекторів. Показано, що спостережені зміни сигналів цим зовнішнім фактором не пояснюються.

5. Порівняння даних від багатьох постів спостережень дає змогу зробити висновок про те, що спостережена добова періодичність є невипадковою. Природа появи таких змін інтенсивності залишається незрозумілою. Підкреслимо, що на відміну від роботи [8], в якій виявлені добові та інші коливання швидкості розпаду радону прямо пов'язуються із процесами на Сонці, на основі наших даних такий висновок робити передчасно, у першу чергу тому, що максимальні і мінімальні значення сигналів спостерігаються приблизно о 17:00 і 5:00 год відповідно, а не о 12:00 і 00:00, як у [8], коли вплив Сонця максимальний та мінімальний відповідно.

6. На графіках проаналізованих сигналів і на зображеннях їхніх вейвлет-коефіцієнтів можна бачити чітке зменшення інтенсивності модуляції та перерви регулярності добового ходу, які також не вдається пов'язати з особливостями роботи апаратури чи метеоумовами.

7. Виявлені періодичні зміни зовні шумового сигналу гамма-фону повинні враховуватися під час обчислення невизначеностей отриманих результатів під час радіаційного моніторингу та прогнозування радіаційного стану у зоні відчуження.

Автори вдячні О. Г. Третяку за люб'язне надання спектра гамма-фону.

**Список використаної літератури**

1. Скорбун А. Д. Аналіз довготривалих вимірювань гамма-фону в Чорнобильській зоні відчуження / А. Д. Скорбун, А. І. Спірін, Б. М. Сплошной // XXV щорічна наукова конференція Інституту ядерних досліджень НАН України (16–20 квітня 2018 р., м. Київ). — Київ : Ін-т ядерних дослідж., 2018. — С. 78–79.
2. Skorbun A. Monitoring of gamma background in Chornobyl exclusion zone / A. Skorbun, A. Doroshenko, B. Sploshnoy // XII International scientific conference «Monitoring of Geological Processes and Ecological Condition of the Environment» (November 13–16, 2018, Kyiv, Ukraine). Kyiv, 2018. — doi: 10.3997/2214–4609.201803198.
3. Астафьева Н. М. Вейвлет-анализ: основы теории и примеры применения / Н. М. Астафьева // УФН. — 1996. — Т. 166. — № 11. — С. 1145–1170.
4. Torrence C. Practical guide to wavelet analysis / C. Torrence, G. P. Compo // Bulletin of the American Meteorological Society. — 1998. — Vol. 79. — No. 1. — P. 61–78.
5. Parkhomov A. G. Deviations from Beta Radioactivity Exponential Drop / A. G. Parkhomov // Journal of Modern Physics. — 2011. — Vol. 2. — P. 1310–1317.
6. Сидоренко В. В. Детекторы ионизирующих излучений на судах: справочник / В. В. Сидоренко, Ю. А. Кузнецов, А. А. Оводенко. — Л. : Судостроение, 1984. — 240 с.
7. Абрамов А. И. Основы ядерной физики / А. И. Абрамов. — М. : Энергоатомиздат, 1983. — 356 с.
8. Sturrock P. A. Analysis of Radon-Chain Decay Measurements: Evidence of Solar Influences and Inferences Concerning Solar Internal Structure and the Role of Neutrinos / P. A. Sturrock, G. Steinitz, E. Fischbach // arXiv. — 2017. — arXiv-1705.03010.

**А. Д. Скорбун[1], А. А. Кучмагра[1], Б. М. Сплошной[2], А. А. Дорошенко[1]**

*[1]Институт проблем безопасности АЭС НАН Украины, ул. Кирова, 36а, Чернобыль, 07270, Украина*
*[2]Лаборатория метрологии ДСП «Чернобыльский Спецкомбинат», ул. Советская, 72, Чернобыль, 07270, Украина*

## Периодичности в сигналах длительных измерений гамма-фона в Чернобыльской зоне отчуждения

В зоне отчуждения вокруг Чернобыльской АЭС функционирует автоматизированная система контроля радиационной обстановки, в составе которой десятки детекторов, расположенных по всей 30-километровой зоне. Показания детекторов регулярно фиксируются и сохраняются в базе данных. В регулярных рядах измерений мощности дозы гамма-фона выявлены как явные сезонные (зима — лето), так и скрытые, более короткопериодические изменения интенсивности гамма-фона, среди которых особенно заметны суточные изменения. Чтобы доказать, что обнаруженные суточные изменения не связаны с метеоусловиями или особенностями работы аппаратуры, проанализированы сигналы от нескольких детекторов за период 1–15 мая 2018 гг. Сделан вывод, что наблюдаемые периодические изменения сигнала не являются аппаратурными эффектами.

*Ключевые слова*: гамма-фон, мониторинг, периодические изменения.

**A. D. Skorbun[1], O. A. Kuchmagra[1], B. M. Sploshnoy[2], A. O. Doroshenko[1]**

*[1]Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants, NAS of Ukraine, 36a, Kirova st., Chornobyl, 07270, Ukraine*
*[2]Laboratory of Metrology of the SSE "Chornobyl Integrated Plant", 72, Kirova st., Chornobyl, 07270, Ukraine*

## Periodicity in Signals of Long-Term Gamma Background Measurements in the Chornobyl Exclusion Zone

An automated radiation monitoring system (ARMS), which contains dozens of detectors, located throughout the 30-km zone, is functioning in the Exclusion Zone near the Chornobyl Nuclear Power Plant (ChNPP). Indications of detectors are regularly recorded and stored in the database. In the regular sets of measurements of the gamma background dose rate, it is revealed both explicit seasonal (winter-summer), and latent, shorter-period variations in the intensity of the gamma background, among which especially noticeable are diary changes. To prove that these diary changes are not related to the meteorological conditions or the equipment operation features, signals from several detectors for the period of May 1–15, 2018 have been analyzed. It is concluded that observed periodic signal changes are not equipment effects. For the purpose of checking the randomness of detected periodic changes in the intensity of signals of the gamma background, data from six observing points have been analyzed. Observing this effect simultaneously in many independent observation posts undeniably proves its reality. It is proved that the detection units and the ARMS as a whole are not sensitive to external influence factors, such as heating of the detector, the parameters of the power supply network ~220 V, and to the electromagnetic and electrostatic fields.

The effect of daily changes in the signal intensity is quite large sometimes, visible by the naked eye, and the magnitude of the oscillations in the examples considered is approximately ±10 %. It significantly exceeds the noise component of the registered signal.

Comparison of data from many observation posts leads to the conclusion that the observed daily periodicity is not an accident. The nature of such intensity changes remains unclear. We emphasize that unlike the work of [8], in which daily and other oscillations of radon decay rates are directly associated with processes on the Sun, on the basis of our data, such a conclusion can not be made, primarily because the fixed maximum and minimum of signal values are observed at approximately 17 and 05 hours, respectively. And not at noon and midnight, when the Sun's influence has maximum or minimum, respectively.

On the plots of the analyzed signals and in the pictures of their wavelet coefficients, one can see an obvious decrease in the intensity of modulation and interruptions in the regularity of the daily flow, which also can not be associated with the peculiarities of the equipment or the meteorological conditions. The detected periodic changes outside the noise signal of the gamma background should be taken into account when calculating the uncertainties of the results obtained during the implementation of radiation monitoring and prediction the radiation situation in the Exclusion Zone.

*Keywords*: gamma background, monitoring, periodic changes.

## References


1. Skorbun A. D., Spirin A. I., Sploshnoy B. M. (2018). Analiz dolgovremennih izmereniy gamma-fona v Chernobilskoy zone otchuzhdeniya [Analysis of long-term gamma-background measurements in the Chornobyl exclusion zone]. Proceedings of the XXV *Annual Scientific Conference of the Institute for Nuclear Research of the National Academy of Sciences of Ukraine* (*April 16–20, 2018, Kyiv, Ukraine*). Kyiv: Institute for Nuclear Research, pp. 78–79. (in Ukr.)
2. Skorbun A. D., Doroshenko A. A., Sploshnoy B. M. (2018). *Monitoring gamma-fona v Chernobilskoy zone otchuzhdeniya* [Monitoring of gamma background in Chornobyl Exclusion Zone]. Proceedings of the XII *International scientific conference "Monitoring of Geological Processes and Ecological Condition of the Environment"* (*November 13–16, 2018, Kyiv, Ukraine).* doi: 10.3997/2214–4609.201803198.
3. Astafieva N. M. (1996). Veyvlet-analiz: osnovy teorii i primery primeneniya [Wavelet analysis: the basics of the theory and examples of application]. *Uspehi fizicheskih nauk.* [Advances in Physical Sciences], vol. 166, no. 11, pp. 1145–1170. (in Russ.)
4. Torrence C., Compo G. P. (1998). Practical guide to wavelet analysis. *Bulletin of the American Meteorological Society,* vol. 79, no. 1, pp. 61–78.
5. Parkhomov A. (2011). Deviations from Beta Radioactivity Exponential Drop. *Journal of Modern Physics*, vol. 2. pp. 1310–1317.
6. Sidorenko V. V., Kuznetsov Yu. A., Ovodenko A. A. (1984). *Detektory ioniziruyushchikh izlucheniy na sudakh. Spravochnik* [Ionizing radiation detectors on ships. Directory]. Leningrad, Sudostroenie, pp. 74–76. (in Russ.)
7. Abramov A. I. (1983). *Osnovy yadernoy fiziki* [Basics of Nuclear Physics]. Moscow: Energoatomizdat, 356 p. (in Russ.)
8. Sturrock P. A., Steinitz G., Fischbach E. (2017). *Analysis of Radon-Chain Decay Measurements: Evidence of Solar Influences and Inferences Concerning Solar Internal Structure and the Role of Neutrinos.* arXiv-1705.03010.


Надійшла 15.07.2019
Received 15.07.2019

УДК:614.841.42:551.511.61 doi.org/10.31717/2311–8253.19.1.7

**M. M. Talerko[1], T. D. Lev[1], S. I. Kireev[2], V. O. Kashpur[1], G. G. Kuzmenko[1]**

[1]*Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants, NAS of Ukraine, 12, Lysogirska st., Kyiv, 03028, Ukraine*
[2]*State Specialized Enterprise "Ecocenter", 6, Shkilna st., Chornobyl, 07270, Ukraine*

# Evaluation of Radioactive Air Contamination due to a Forest Fire within the Exclusion Zone on June 5–8, 2018

*Keywords:*
wildland fires,
resuspension,
radionuclide,
atmospheric transport,
modeling,
Exclusion zone.

The results of simulation of the radioactive aerosol atmospheric transport due to a fire in forest areas in the Chornobyl Exclusion Zone (near the ISF-2) during June 5–8, 2018 are presented. To assess its consequences, a modeling complex of the Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants was used, which includes a mesoscale weather forecast model WRF, model of convective plume formation over the fire area, and the Lagrangian–Eulerian diffusion radionuclide atmospheric transport model LEDI. Model calculations for the radioactive combustion products transport are carried out at a distance of up to 100 km from the fire area. The results of sampling of burned forest litter and upper layer of soil, made for estimation of total activity stock at the 2 fire sites, are presented. The average $^{137}$Cs surface contamination density was obtained to be about 2.85 MBq/m$^2$ (with a variability of this value from 1.02 to 5.40 MBq/m$^2$). According to calculations, the maximum value of the $^{137}$Cs activity in the surface air in Kyiv in some periods of the fire could reach values of about 1 mBq/m$^3$, in Chornobyl – about 10 mBq/m$^3$. The overall results are in agreement with the measurements of the $^{137}$Cs activity in the air carried out by the network of Automated Radiation Monitoring System ASKRO posts of the SSE "Ecocenter", as well as air sampling data in Mila village of the Kyiv region (results of the State Scientific Technical Centre on Nuclear and Radiation Safety).

## Introduction

The highly contaminated territories of Ukraine and Belarus after the Chornobyl accident still remain potential sources of radioactive contamination due to forest fires there, first of all within the Ukrainian Chornobyl Exclusion zone and the Belarus Polesie Reserve. The radionuclides in the vegetation and soil would be emitted to the atmosphere during vegetation fires, which could represent a risk for firefighters and other personnel of these zones. In addition, a population could be affected by radioactive smoke particles transported over long distances. So, an assessment of the possible influence of forest fires in radioactively contaminated territories on the radioecological situation in the Exclusion zone and beyond is of particular interest. Unfortunately, data of direct measurements of additional air contamination and fallout on the underlying surface during fires are usually quite scarce (both in spatial and in temporal resolution). Therefore, methods of mathematical modeling of the atmospheric transport of radioactive aerosols — products of vegetation burning — are an important tool for a comprehensive assessment of the effects of forest fires.

© M. M. Talerko, T. D. Lev, S. I. Kireev,
V. O. Kashpur, G. G. Kuzmenko

The article presents a comparison of the results of calculations performed using the model complex developed in the Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants (ISP NPP) with direct measurements of the effects of the wildland fires in the Exclusion zone during June 5–7, 2018.

**Radionuclide emission due to wildland fires at radioactively contaminated territory (observation and modeling)**

The main source of radionuclide emission after wildland fires in the contaminated territories is the Chornobyl exclusion zone (ChEZ) with an area of 2,600 km$^2$. The forests covered 53 % of the area before the disaster. After 1986, economic activity stopped and the forest area extended. Now about 38 % of the territory is Scots pine forests, 30 % is broadleaf forests, and the other 32 % is deforested and former agriculture areas [1]. The lack of fire management allowed the vegetation to overgrow, creating conditions favorable for fires to ignite and spread. The radionuclides $^{137}$Cs, $^{90}$Sr, $^{238}$Pu, and $^{239+240}$Pu are concentrated mostly in litter and the top layer of soil in the forests and grasslands in ChEZ [2].

According to [3], from 1993 to 2013 more than 1,250 wildland fires of different types ancurred in the ChEZ. Approximately 55 % of the fires occurred in former agricultural lands and about 33 % occurred in forested land. Although these fires consumed only 3,300 ha of vegetation, larger fires have occurred in the region. The largest fires were observed in July–August, 1992 (a total area of 17,000 ha of agricultural and forest land including crown fire over an area of 5,000 ha during a two week period) and in April 2015 (6,250 ha of grass fires at meadows, 2,737 ha of forest ground fires and 1,140 ha of forest crown fires). According to the measurement data within the ChEZ, the activity concentration in the surface air increased up to 7.6 mBq m$^{-3}$ of $^{137}$Cs and 10 mBq m$^{-3}$ of $^{90}$Sr [4].

Besides the ChEZ itself, the wildland fires could impact the radioliogical situation outside it. The long-range transport of smoke plumes after the forest fires in the ChEZ and near it was observed by the satellites [5]. Increasing the $^{137}$Cs activity concentration in the air was reported in Sweden [6] and Lithuania [7] during extensive forest fires in the radioactive contaminated territory of Ukraine and Belarus in 1987–2003. According to [8], several fires

**Table 1. Radionuclide emission fraction during wildland fires**

| Nuclide | Emission fraction | Source | Comments |
|---|---|---|---|
| I, Cl | 80–90 % | [18] | Straw and wood burning experiments in field and laboratory conditions. Biomass were combusted with temperatures varying from 160 to 1,000 °C |
| Cs | 40–70 % | | |
| $^{137}$Cs | 10–40 % depending on the temperature (12 % after a cool burning and 39 % after a hot burning) | [19] | Laboratory experiments for heather burning (50 kg of dried material) |
| $^{137}$Cs | 1 % of totally available within the burnt area, or ~10 % of available in the biomass | [20] | Estimation for modeling of inter- and intra-continental transport of cesium released by boreal forest fires |
| $^{137}$Cs | 40 % of deposited | [13] | Conservative estimation for modeling of redistribution over Europe |
| $^{137}$Cs, $^{90}$Sr | 20 % | [11] | Conservative estimation for modeling |
| $^{238}$Pu, $^{239}$Pu, $^{240}$Pu, $^{241}$Am | 10 % | | |
| $^{137}$Cs | ~ 3–5 % of deposited | [21] | Estimation value has been obtained after the natural forest fire in the ChEZ in July, 1992 |
| $^{137}$Cs | 4 % of deposited | [2] | Fire experiments in the ChEZ |
| $^{137}$Cs and $^{90}$Sr | up to some‰ | [10] | Grassland fires (comparison of modeling and experimental data) |
| Pu | up to 1‰ | | |
| $^{137}$Cs and $^{90}$Sr | up to 3–4 % | | Forest fire (comparison of modeling and experimental data) |
| Pu | up to 1 % | | |

in 2002 resulted in $^{137}Cs$ transport over Europe. The highest release occurred at the end of July, with $^{137}Cs$ fallout reaching Sweden, Finland, and Central Europe.

Wildland fires may result in additional contamination of the air both in the immediate vicinity of the fire territory and over long distances, including long-range atmospheric transport of fine aerosol. Therefore, different types of models of emission, following atmospheric transport and deposition of fire products are developed for the local area around the fire (up to 10 km) [9, 10] and mesoscale and long-range atmospheric transport [8, 11–15]. The main features of the radionuclide atmospheric transport models for different spatial and temporal scales are determined primarily by the nature of the diffusion processes of pollutants in the atmosphere, and they are similar for both models of emissions from point sources — e.g., from a nuclear power plant (NPP) stack — and for the re-suspension models during forest fires. The main problem for models of forest fires is the correct description of the radioactive aerosol source parameters (duration and area of the fire, emission intensity for the different phases of the fire, the initial raising height of smoke plume, activity size distribution of radioactive particles). In general, a model of atmospheric transport of smoke particles must be a part of a more general model of wildland fire evolution [16, 17]. Using a number of simplifying assumptions a subtask of assessment of radioactive contamination of the atmosphere by combustion products can be singled out of the general picture describing the development of the fire and its consequences. Then this problem can be solved by relatively simple methods. The price of such simplification is the introduction into used models a number of constants whose values have to be determined empirically.

One of the main problems of radionuclide atmospheric transport models due to forest fires is the parameterization of the emission fraction of radionuclide after a fire event, namely the fraction that will be emitted compared to what is present on the ground or in the biomass. Evidence from laboratory experiments and field studies are quite contradictory (Tab. 1).

Therefore, any available information about the consequences of past fires is an important material for the validation of models of atmospheric transport of forest fire products, as well as for their further improvement.

### General description of the forest fire on June 5—7, 2018

During the period from June 5 to June 8, 2018, several areas of grass and forest were burned on the territory of the 10-kilometer zone of the Chornobyl NPP. The most intense fires took place in two forest areas located near the Interim Spent Nuclear Fuel Dry Storage Facility (ISF-2) (Figs. 1, 2), where the seats of fire were detected about 11:00 on June 5, 2018 [22]. In total, according to the State Emergency Service of Ukraine, a fire covered about 15 hectares. At 17:50 on June 7 a fire in the forest area in the Exclusion zone was liquidated. During the fire, the personnel of the State Specialized Enterprise (SSE)"Ecocenter" made an air sampling at the fire line using the mobile aspiration facility, in particular, in the 16th quarter of the Korohod forestry. The $^{137}Cs$ activity concentration in this sample was about $9.8 \cdot 10^{-2}$ Bq/m$^3$ that exceeds the reference level by 9.8 times, and the $^{90}Sr$ activity concentration was obtained to be $1.6\ 10^{-1}$ Bq/m$^3$ that by 53 times exceeds the reference level ($3 \cdot 10^{-3}$ Bq/m$^3$) established by health and safety standards.

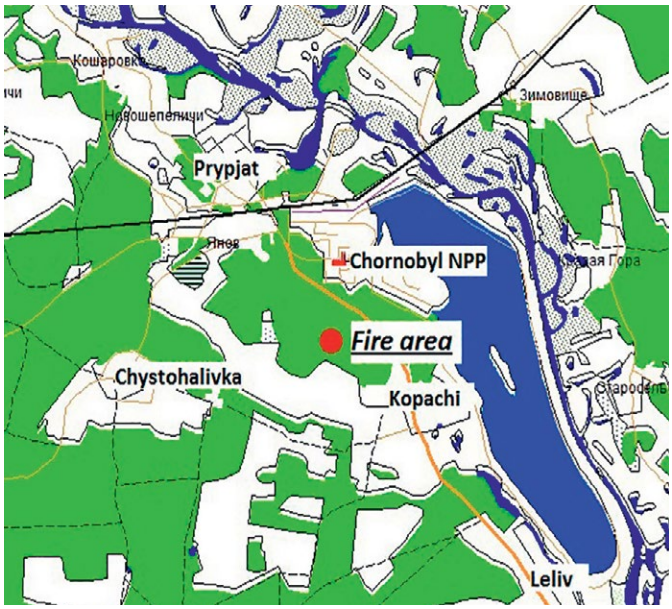
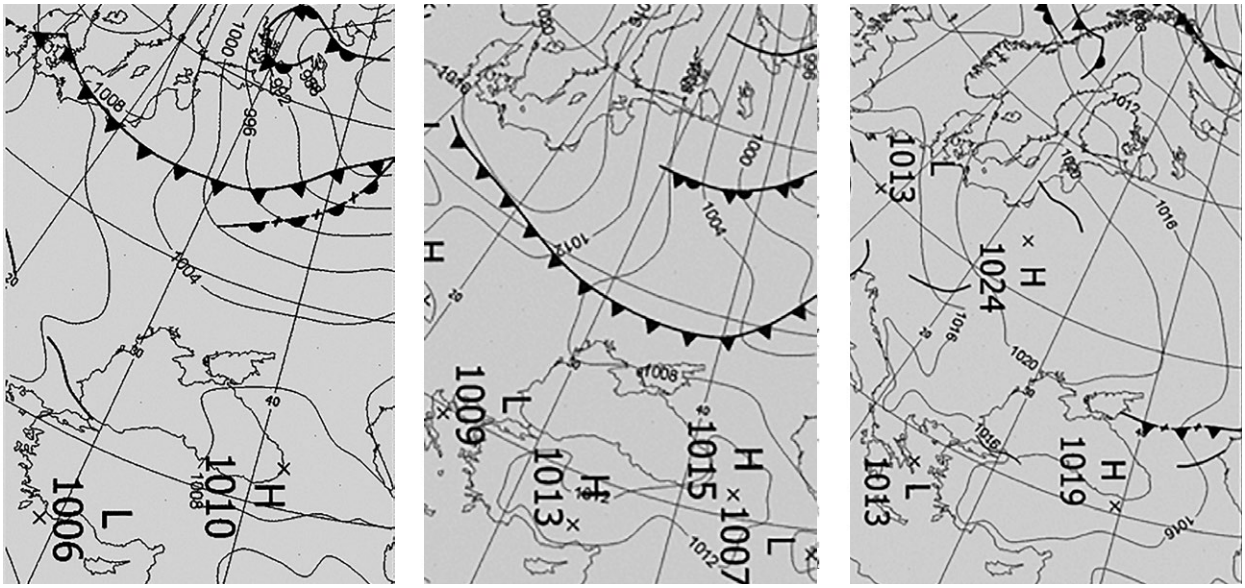



Fig. 1. Map of the location of the main areas of the fire

Fig. 2. Smoke plume from the fire at 15:00 on June 5, 2018. The ISF-2 building is in the foreground

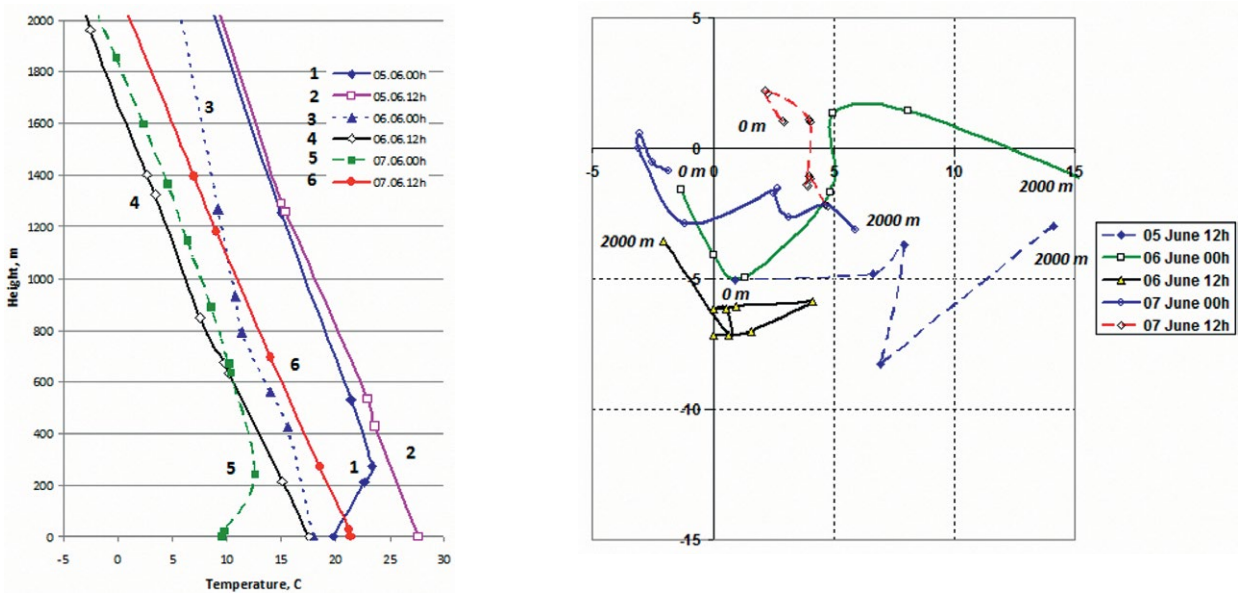
According to the measurements of the atmospheric surface layer contamination by radioactive aerosols conducted at stationary sites of the SSE "Ecocenter" automatic radiation monitoring system (ASKRO), the $^{137}$Cs and $^{90}$Sr volumetric activity concentration at the Chornobyl site exceeded the established control levels ($8.0 \cdot 10^{-5}$ Bq/m$^3$ and $4.0 \cdot 10^{-5}$ Bq/m$^3$, respectively). The $^{137}$Cs volumetric activity concentration was obtained to be $2.2 \cdot 10^{-4}$ Bq/m$^3$ (at 1:40 06.06.18), $3.8 \cdot 10^{-4}$ Bq/m$^3$ (at 15:00 06.06.18) and $4.7\ 10^{-3}$ Bq/m$^3$ (sampling was made using a mobile aspiration facility from 15:00 to 18:00 06.06.18). The corresponding values for the $^{90}$Sr volumetric activity concentration were $2.4 \cdot 10^{-4}$; $2.5 \cdot 10^{-4}$ and $2.3 \cdot 10^{-3}$ Bq/m$^3$.

At the exclusion zone border (Dytyatky site), the $^{137}$Cs volumetric activity concentration on June 6 was $2.7 \cdot 10^{-5}$ Bq/m$^3$ which didn't exceed the reference level ($2.1 \cdot 10^{-4}$ Bq/m$^3$).




05.06.2018 00h 06.06.2018 00h 07.06.2018 00h

Fig. 3. Maps of the ground pressure during the fire




a b

Fig. 4. Vertical profiles of the air temperature (a) and the wind velocity (in m/s) hodographs (b) in the layer up to 2 km according to radiosounding data in Kyiv

**Meteorological conditions during the fire**

The territory of the Exclusion zone on June 5, 2018, was in the low pressure area, in the trough of the north-western cyclone (Fig. 3). At night, a surface temperature inversion and an increase in the wind speed (from 1 to 9 m/s) in the air layer up to 280 m were observed (Fig. 4). Over the course of the day, a cold front passed over this area resulted in a temperature drop of 27.6 °C to 17.8 °C in the afternoon. During the next 3 days there was an increase in atmospheric pressure, which led to the formation of an anticyclone with a centre over the territory of Ukraine and Belarus with the prevailing northern and northwest atmospheric circulation. On June 6–7, 2018, the typical for the summer period vertical profiles of wind have been replaced by a weak wind (2–3 m/s) at altitudes up to 1,500 m and near-surface temperature inversions. It should be noted, that the weak wind or calm with a near-surface temperature inversion contributes to the increased pollution of atmospheric the near-ground air.

**Survey of burnt forest areas**

Measurement of the exposure dose rate and sampling of forest litter and top layer of soil was performed on August 22, 2018, to estimate the value of radioactive contamination in 2 burned forest areas (Fig 5). In Fig. 6 54 points of exposure dose measuring in site no. 1 (located 300–400 m from the ISF-2) are shown and 10 points in site no. 2. The sites are separated by the Chornobyl — Pripyat road. Measurement of gamma dose rate values was performed in accordance with the approved method using the dosimeter-radiometer DRG-01T. At each point, measurements were made at heights of 0.1 m and 1.0 m.

Fig. 5. The area of burned forest

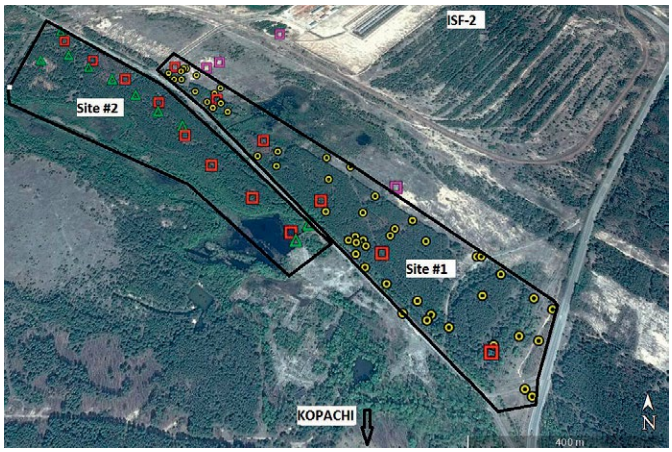



Fig. 6. Measurement places within two sites of burned forest divided by the road (circles and triangles — places of gamma rate measurements in the Site no. 1 and no. 2 accordingly, squares — places of gamma rate and soil contamination measurements in the Site no. 1, Site no. 2 and outside in the non-burning area)

The distance between measurement points was chosen taking into account the uniformity of contamination and dimensions of the surveyed sites: through every 100 m, starting from the western border of the site and reaching its eastern boundary. After that, the same route was shifted 100 m to the north until reaching the northern boundaries of the surveyed site.

Measured values of the exposure dose rate in burned areas range from 0.058 to 0.660 mR/h at a height of 1 m and from 0.080 to 0.800 mR/h at a height of 0.1 m above the ground resulting in the average values of 0.359 and 0.526 mR/h, respectively.

In these areas, in October 2018, sampling of forest litter (ash) and topsoil in 6 points at Site no. 1 and in 10 points in Site no. 2 were carried out. In addition, sampling of soil and litter on a non-burned forest area near the fire territory has been carried out (see Fig. 6). Simultaneously with soil sampling, at each point the gamma dose rate measurement at heights of 0.1 and 1 m was made. The geographic coordinates of sampling points were determined with using GPS. Soil sampling was carried out according to a unified method to a depth of 3 cm using a cylindrical sampler with a diameter of 80 mm.

The measurements of the selected samples were carried out using the γ-spectrometric complex Canberra, consisting of a GL2020R semiconductor detector made of ultra pure germanium with a beryllium window 500 μm thick and a multichannel analyzer (16 K). The minimum measurable activity for the geometry of measurements for the γ-line 59 keV of $^{241}$Am is 0.03 Bq/sample, and for $^{137}$Cs (661.6 keV) is 0.4 Bq/sample.

According to measurements of 14 samples, the average value of the density of cesium-137 surface contamination at burned sites was about 2.85 MBq/m$^2$ (with variability of values from 1.02 to 5.40 MBq/m$^2$). The value of the exposure dose rate at burned areas varies from 0.245 to 0.845 mR/h at a height of 1 m above the ground and from 0.288 to 1.38 mR/h at a height of 0.1 m.

In Fig. 7 the dependence of the gamma dose rate $H$ (mR/h) on the density of soil top layer $D$ (MBq/m$^2$) at 14 measurement points in two sites of burned forest is presented. The correlation between them for the measurement height of $h = 0.1$ m is sufficiently well described by the linear dependence of $H = 0.248 \cdot D$ with the accuracy of approximation $R^2 = 0.707$. For the measurement height of $h = 1$ m this dependence is less distinct ($R^2 = 0.270$) and is given by $H = 0.149 \cdot D$.

For 6 samples (Tab. 2, four of which were selected at Site no. 2 and two at an adjacent non-burned area), spectrometric measurements of the gamma-emitting $^{154}$Eu and $^{241}$Am nuclides content were additionally conducted.

The ratio of $^{137}$Cs/$^{154}$Eu activity in these samples varies almost in 2 times — from 240 to 450. The ratio of $^{137}$Cs/$^{241}$Am varies from 22 to 40, and the $^{241}$Am/$^{154}$Eu ratio — from 8.9 to 12.4.

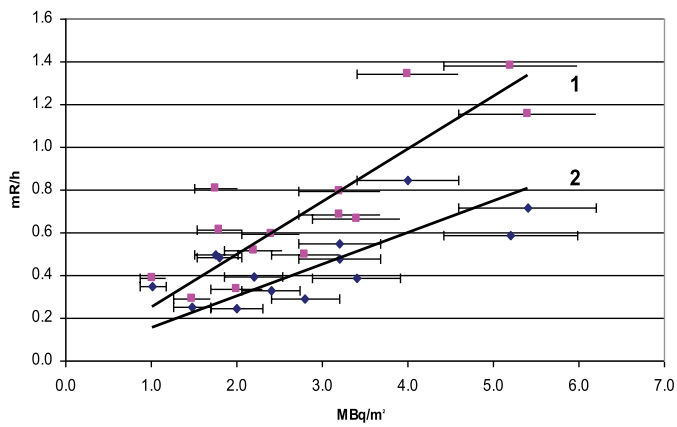



Fig. 7. Dependence of the gamma dose rate $H$ (mR/h) on the density of soil top layer $D$ (MBq/m$^2$) at two sites of burned forest. Squares and a trend line 1 — measurement height 0.1 m, diamonds and a trend line 2 — measurement height 1 m

**Table 2. Data on radionuclide contamination measurement of top soil samples**

| Sample code | Nuclide | Top soil contamination density, kBq/m$^2$ |
|---|---|---|
| P2–2 (Site no. 2) | $^{137}$Cs | 457 |
| | $^{154}$Eu | 1.30 |
| | $^{241}$Am | 15.2 |
| P2–4 (Site no. 2) | $^{137}$Cs | 341 |
| | $^{154}$Eu | 0.802 |
| | $^{241}$Am | 9.97 |
| P2–5 (Site no. 2) | $^{137}$Cs | 346 |
| | $^{154}$Eu | 1.44 |
| | $^{241}$Am | 15.4 |
| P2–8 (Site no. 2) | $^{137}$Cs | 176 |
| | $^{154}$Eu | 0.564 |
| | $^{241}$Am | 4.99 |
| L-2 (non-burning area) | $^{137}$Cs | 149 |
| | $^{154}$Eu | 0.454 |
| | $^{241}$Am | 4.59 |
| L-4 (non-burning area) | $^{137}$Cs | 127 |
| | $^{154}$Eu | 0.281 |
| | $^{241}$Am | 3.22 |

### Modeling resuspension and following atmospheric transport of radioactive aerosols due to the forest fire

To assess the effects of the fire on June 5–7, 2018, a set of models of the ISP NPP was used, which includes: 1) the mesoscale numerical weather forecast model WRF-ARW; 2) the model for the formation of a convective plume over the fire area — for estimation of the maximum lifting height of radionuclides in the atmosphere at the initial stage of their transport; 3) the Lagrangian-Eulerian diffusion model LEDI of the radionuclide atmospheric transport and their deposition on the surface — for calculating the atmospheric transport of radioactive aerosol particles products at distances up to 100 km.

The results of the WRF-ARW numerical weather forecast model (current version of model V3.9.1) [23] were used as input meteorological information for modeling of radionuclides dispersion released into the atmosphere due to the fire. A numerical grid covering the territory of Ukraine with the center in the vicinity of the Chornobyl NPP was chosen with the number of nodes on the horizontal plane of 144×120 and the grid step of 5 km. The number of levels in height was set as 35. Calculations using the WRF-ARW model were performed using the results of the project of data re-analysis from the international meteorological network ERA-40 (global atmospheric reanalysis) performed in European Center for Medium-Range Weather Forecasts (ECMWF) [24].

For the subsequent modeling of atmospheric transport of radioactive aerosol, calculated 3-dimensional fields of wind and air temperature were used, as well as the

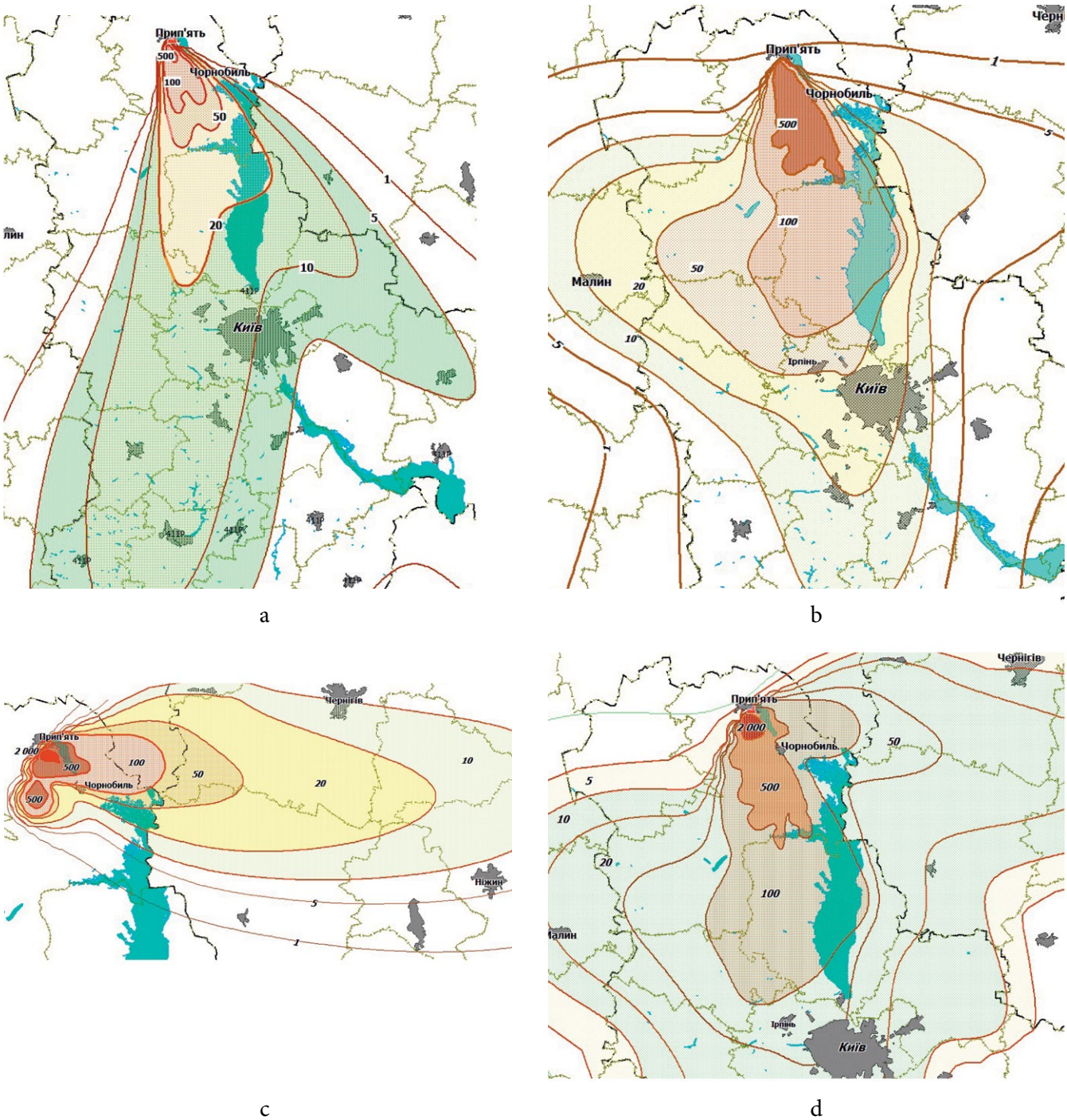



Fig. 8. Calculated time-integrated $^{137}Cs$ activity concentration in the air (Bq · s/m$^3$). *a* – June 5, *b* –J une 6, *c* – June 7, *d* – a sum for 3 days of the fire (June 5–7, 2018)

values of characteristics of the atmospheric boundary layer (the atmospheric boundary layer height and the dynamic velocity $u_*$), obtained with a time step of 1 hour for the period from 00 h June 5 to 00 h June 8, 2018.

In the simulations, the fire area is considered as a constant area source of radionuclide emission in the atmosphere. According to the obtained data, the total $^{137}Cs$ activity in the burning areas was estimated as about 5.5 $10^{11}$ Bq. According to previous studies, the part of activity entering in the air of the forest area was set equal to 5 % of this value. The height of the rise of the smoke plume formed over the fire area was estimated to be about 300–500 m (depending on meteorological conditions during the fire period) with using the above-mentioned model of a convective plume over

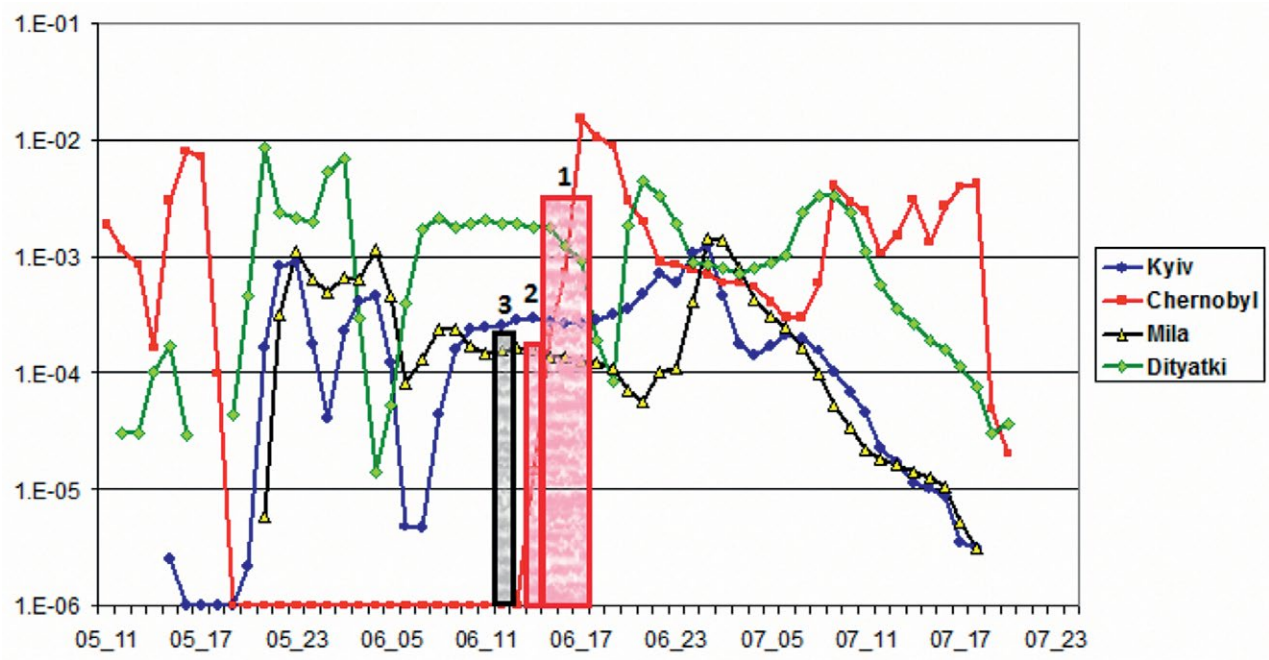



Fig. 9. The modeling dependence of the $^{137}$Cs activity in the air (Bq/m$^3$) on time for 4 settlements (lines) compared with the measurement data (columns 1 and 2 — "Ecocenter" data for Chornobyl, column 3 — SSTC NRS data for Mila). Labels on the X axis are date and hour

the fire area. The radioactive aerosol particle size formed due to the fire was set constant and equal to 1 μm.

The fields of instantaneous and integral (for the whole period of the fire) of the $^{137}$Cs volume activity in the surface air (Fig. 8) and the $^{137}$Cs deposition density on the earth's surface were calculated using the atmospheric transport model LEDI.

Additionally, $^{137}$Cs activity in the air was calculated for 4 settlements: Kyiv, Chornobyl, Dytyatky and Mila (105 km to the south from the Chornobyl NPP). The last settlement was chosen for the calculation because the personnel of the State Scientific and Technical Center for Nuclear and Radiation Safety (SSTC NRS) made a special measurement during the fire with using a mobile laboratory [25]. The $^{137}$Cs activity in the air in the period from 13:15 to 14:25 on June 6, 2018, was measured to be 0.6 mBq/m$^3$.

According to our calculations, the maximum activity of $^{137}$Cs (averaged over a 1-hour period) in the surface air in Kyiv reached 0.82 mBq/m$^3$ at 23 h on June 5 and 1.22 mBq/m$^3$ at 02 h on June 7, 2018. For Chornobyl city the estimated maximum $^{137}$Cs activity in the air was about 10 mBq/m$^3$ (in the afternoon on June 5 and at 18 h. on June 6, 2018, when the radioactive aerosols transport was directed to the city), and for Dytyatky — it could reach up to 1 mBq/m$^3$. In general, the obtained results are in agreement with the measurements of the cesium-137 activity in the air carried out by the ASKRO networks of the "Ecocenter", as well as the data of SSTC NRS (Fig. 9).

## Conclusions

According to the both direct measurement data and modeling results an increase in the activity concentration in the air during forest fires in the ChEZ is quite low. It does not lead to a significant increase in the dose of the population of Ukraine and other countries. However, the problem of assessing the forest fires danger in the contaminated territories in the ChEZ remains relevant. Each event of a forest fire in the ChEZ attracts the attention of the media and the population living near the ChEZ, including the residents of Kyiv and other major cities. In the case of particularly large and prolonged fires, radioactive aerosols can spread over long distances outside Ukraine, including the countries of Western Europe. Therefore it is necessary to have a reliable means for rapid assessment and prediction of atmospheric transport of radioactive aerosols rising into the air as a result of forest fires. To date, the main problem that requires further research is the development of methods for operational determining the parameters of the forest fire territory as an area non-stationary source of radioactive aerosols. Among them are the following:

1. *Rapid assessment and prediction of the territory size covered by a forest fire, including the temporal dynamics of the spread of the fire front.* In general, it is necessary to use a special surface fire spread models for the calculation of fire spread over the area taking into account the properties

of the area and weather conditions. However, these models require detailed information on the characteristics of the forest, which is not always available. These values can be set according to the observations and by expert estimates.

2. *Estimations of the value of the radionuclide emission fraction during forest fires* are differed considerably — from a few percent to 70 % according to the reviewed experimental and modeling works. The most valid are the results of field experiments and model estimates of the radionuclide emission fraction, carried out for the fires in the ChEZ, which give values 3–5 % of $^{137}$Cs and $^{90}$Sr and up to 1 % of the Pu isotopes. Conditions of experiments for biomass burning, for which estimates are obtained from 20 % and above, as a rule, don't fully correspond to the real conditions of the wood burning in a forest fire. In addition, it's necessary to note that in the second year after the deposition the bulk of radionuclides migrates to the forest litter and soil. As a result, the proportion of radionuclides that could potentially be raised to the atmosphere from forest fires, in their total stock in the contaminated area is steadily decreasing over time. Thus, the model estimates of the effects of forest fires on the territory of Ukraine and neighboring countries, obtained using the emission fraction value of 10 % or more, can be considered as very conservative.

3. *Effective height of the smoke plume lifting over a forest fire*. Its value is determined primarily by the ratio between the kinetic energy of the rising air flow (determined by the intensity of heat release in the fire zone) and the wind kinetic energy.

4. *The size distribution of particulate matter formed during burning.* The large particles (more than 20 microns) that are formed in a fire, deposited near the burning territory up to 100 meters). Ignoring this factor in the simulation could lead to an overestimation of the long-range transport of radionuclide's, and simultaneously to an underestimation of the value of the additional deposition in the near (up to 100–1000 m) fire zone.

Clarification of these parameters values and methods for their reliable estimation will enable to improve models of atmospheric transport of radioactive aerosols rising into the air as a result of forest fires, for a variety of spatial scales.

**References**


1. Hao W. M., Bondarenko O. O., Zibtsev S., Hutton D. (2009). Vegetation fires, smoke emissions, and dispersion of radionuclides in the Chernobyl Exclusion Zone. *Dev. Environ. Sci.*, vol. 8, pp. 265–275.
2. Yoschenko V. I., Kashparov V. A., Protsak V. P., Lundin S. M., Levchuk S. E., Kadygrib A. M., Zvarich S. I., Khomutinin Yu. V., Maloshtan I. M., Lanshin V. P., Kovtun M. V., Tschiersch J. (2006). Resuspension and redistribution of radionuclides during grassland and forest fires in the Chernobyl exclusion zone: Part I. Fire experiments. J. Env. Rad., vol. 86, pp. 143–163.
3. Goldammer J. G., Kashparov V., Zibtsev S., Robinson S. (2015). *Best practices to combat wildfires in contaminated areas and recommendations on firemen safety under fires on the radioactive contaminated territories*. Global Fire Monitoring Center (GFMC), Freiburg — Basel — Kyiv. (in Russ.)
4. Kashparov V. A., Zhurba M. A., Kireev S. I., Zibtsev S. V., Myronyuk V. V. (2015). Evaluation of expected exposure doses for fire-fighting participants in the Chernobyl exclusion zone in April 2015. *Nuclear Physics and Atomic Energy*, vol. 16, no. 4, pp. 399–407. (in Russ.)
5. Garger E. K., Kashpur V. A., Skoryak G. G., Gora A. D., Kurochkin A. A., Lisnichenko V. (2004). Aerosol radioactivity and disperse structure at the Chernobyl NPP during the period of forest fires. *Agroecol. J.*, vol. 3, pp. 6–12. (in Russ.)
6. Kulan A. (2006). Seasonal $^{7}$Be and $^{137}$Cs activities in surface air before and after the Chernobyl event. *J. Env. Rad.*, vol. 90, pp. 140–150. doi: 10.1016/j.jenvrad.2006.06.010.
7. Lujaniene G., Šapolaite J., Remeikis V., Lujanas V., Jermolajev A., Aninkevicius V. (2006). Cesium, americium and plutonium isotopes in ground level air of Vilnius. *Czechoslovak Journ. Physics*, vol. 56(D), pp. D55-D61. doi: 10.1007/s10582-006-1077-3.
8. Evangeliou N., Balkanski Y., Cozic A., Hao W. M., Mouillot F., Thonicke K., Paugam R., Zibtsev S., Mousseau T. A., Wang R., Poulter B., Petkov A., Yue C., Cadule P., Koffi B., Kaiser J. W., Møller A. P. (2015). Fire evolution in the radioactive forests of Ukraine and Belarus: future risks for the population and the environment. *Ecol. Monogr.*, vol. 85 (1), pp. 49–72.
9. Kashparov V. A., Lundin S. M., Kadygrib A. M., Protsak V. P., Levtchuk S. E., Yoschenko V. I., Kashpur V. A., Talerko N. N. (2000). Forest fires in the territory contaminated as a result of the Chernobyl accident: radioactive aerosol resuspension and exposure of fire-fighters. *J. Env. Rad.*, vol. 51, pp. 281–298.
10. Yoschenko V. I., Kashparov V. A., Levchuk S. E., Glukhovskiy A. S., Khomutinin Yu. V., Protsak V. P., Lundin S. M., Tschiersch J. (2006). Resuspension and redistribution of radionuclides during grassland and forest fires in the Chernobyl exclusion zone: Part II. Modeling the transport processes. *J. Env. Rad.*, vol. 86, pp. 260–278.
11. Evangeliou N., Zibtsev S., Myroniuk V., Zhurba M., Hamburger T., Stohl A., Balkanski Y., Paugam R., Mousseau T. A., Møller A. P., Kireev S. I. (2016). Resuspension and atmospheric transport of radionuclides due to wildfires near the Chernobyl Nuclear Power Plant in 2015: An impact assessment. *Scientific Reports*, vol. 6: 26062. doi: 10.1038/srep26062.
12. Hohl A., Niccolai A., Oliver C., Melnychuk D., Zibtsev S., Goldammer J. G., Petrenko M., Gulidov V. (2012). The human health

effects of radioactive smoke from a catastrophic wildfire in the Chernobyl Exclusion Zone: A worst case scenario. *J. Earth Bioresources and Life Quality*, vol. 1, pp. 1–34.

13. Evangeliou N., Balkanski Y., Cozic A., Hao W. M., Møller A. P. (2014). Wildfires in Chernobyl-contaminated forests and risks to the population and the environment: A new nuclear disaster about to happen. *Environ. Int.*, vol. 73, pp. 346–358.
14. Bogorad V., Lytvynska T., Shevchenko I., Dybach A., Slepchenko O. (2016). Radiation consequences of a fire in the Exclusion zone of the Chernobyl nuclear power plant. *Nuclear and Radiation Safety*, vol. 69, no. 1, pp. 64–68. (in Russ.)
15. Kovalets I. V., Romanenko A. N., Anulich S. N., Ievdin I. A. (2015). Forecasting of the radioactive contamination by Cs-137 following fires in Chernobyl Exclusion Zone in April-May, 2015. Proceedings of the *Decision Support Systems, Theory and Practice Conference (DSS 2015), June 2015, Kiev, Ukraine*, pp. 62-65, doi: 10.13140/RG.2.2.20098.79047.
16. Mandel J., Beezley J. D., Kochanski A. K. (2011). Coupled atmosphere-wildland fire modeling with WRF 3.3 and SFIRE2011. *Geosci. Model. Dev.*, vol. 4, pp. 591–610.
17. Ager A. A., Lasko R., Myronuik V., et al. (2019). Managing wildland fire risk and radionuclide resuspension in areas contaminated by the Chernobyl reactor explosion. *Sci. Total Environ.* (in press).
18. Amiro B. D., Sheppard S. C., Johnston F. L., Evenden W. G., Harris D. R. (1996). Burning radionuclide question: What happens to iodine, cesium and chlorine in biomass fires. *Sci. Total Environ.*, vol. 187, pp. 93–103.
19. Horrill A. D., Kennedy V. H., Paterson I. S., McGowan G. M. (1995). The effect of heather burning on the transfer of radiocaesium to smoke and the solubility of radiocaesium associated with different types of heather ash. *J. Env. Rad.*, vol. 29, pp. 1–10.
20. Wotawa G., De Geer L.-E., Becker A., D'Amours R., Jean M., Servranckx R., Ungar K. (2006). Inter- and intra-continental transport of radioactive cesium released by boreal forest fires. *Geophys. Res. Lett.*, vol. 33, p. L12806. doi: 10.1029/2006GL026206.
21. Hollander W., Garger E. (Eds.) (1996). *Contamination of surfaces by resuspended material.* Experimental collaboration project No 1, Final report, EUR16527, Office for Official Publications of the European Communities, Luxembourg.
22. *Final information on the radiation situation in the Exclusion zone during a fire in 05.06.2018–08.06.2018* (2018). SSE "Ecocenter", Chornobyl, 7 p. (in Russ.)
23. *WRF Portal*. Earth System Research Laboratory. Available at: http://esrl.noaa.gov/gsd/wrfportal.
24. *European Centre for Medium-Range Weather Forecasts (ECMWF).* Available at: http://apps.ecmwf.int/datasets/data/era40-daily/levtype=pl.
25. Bogorad V., Bielov Y., Kyrylenko Y., Lytvynska T., Poludnenko V., Slepchenko O. (2018). Forecast of the consequences of a fire in the Chernobyl exclusion zone: a combination of the hardware of the mobile laboratory RanidSONNI and computer technologies DSS RODOS. *Nuclear and Radiation Safety*, vol. 79, no. 3, pp. 10–15. (in Russ.)

**М. М. Талерко[1], Т. Д. Лев[1], С. І. Кіреєв[2], В. О. Кашпур[1], Г. Г. Кузьменко[1]**

*[1]Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, вул. Лисогірська, 12, Київ, 03028, Україна*
*[2]Державне спеціалізоване підприємство "Екоцентр", вул. Шкільна, 6, Чорнобиль, 07270, Україна*

## Оцінка радіоактивного забруднення повітря внаслідок лісової пожежі в Чорнобильській зоні відчуження 5–8 червня 2018 р.

Наведено результати моделювання розповсюдження радіоактивних аерозолів, які потрапили в атмосферу в результаті пожежі на ділянках лісу в Чорнобильській зоні відчуження (у районі СВЯП-2) у період 5–8 червня 2018 р. Для оцінки її наслідків було використано комплекс моделей Інституту проблем безпеки АЕС НАН України, який включає мезомасштабну модель прогнозу погоди WRF, модель формування конвективного струменя над площею пожежі та лагранжово-ейлерову дифузійну модель LEDI атмосферного перенесення радіонуклідів та їхнього осадження на підстильну поверхню. Модельні розрахунки розповсюдження радіоактивних продуктів горіння виконано на відстані до 100 км від району пожежі. Наведено результати пробовідбору зразків лісової підстилки, що вигоріла, та верхнього шару ґрунту, виконаних з метою оцінки запасів активності на двох ділянках пожежі. Середнє значення щільності забруднення поверхні $^{137}$Cs становило близько 2,85 МБк/м$^2$ (за варіабельності значень від 1,02 до 5,40 МБк/м$^2$). Потужність експозиційної дози на ділянках, що вигоріли, варіювала від 0,288 до 1,38 мР/год. Згідно з розрахунками максимальне значення активності $^{137}$Cs у приземному повітрі в Києві в окремі періоди пожежі могло досягати близько 1 мБк/м$^3$, у Чорнобилі – біля 10 мБк/м$^3$. Отримані результати в цілому узгоджуються з даними вимірювань активності $^{137}$Cs у повітрі, що проводились мережею постів автоматизованої системи контролю радіаційної обстановки (АСКРО) ДП «Екоцентр», а також даними пробовідбору повітря в с. Міла Київської області (результати Державного науково-технічного центру з ядерної та радіаційної безпеки). Виділено основні проблеми моде-

лювання вторинного забруднення повітря радіоактивними аерозолями внаслідок лісових пожеж на радіоактивно забрудненій території, що потребують подальшого уточнення при удосконаленні відповідних моделей, а саме: а) інтеграція моделей атмосферного переносу радіонуклідів з моделями розповсюдження фронту пожежі на території, що горить; б) оцінка частки активності, що підіймається в повітря при пожежі, від загального запасу радіонуклідів у лісовій або трав'яній ділянці; в) оцінка ефективної висоти підйому димового струменя над територією пожежі; г) параметризація розподілу аерозольних часток — продуктів горіння за розмірами.

*Ключові слова:* лісові пожежі, ресуспензія, радіонукліди, атмосферне перенесення, моделювання, Зона відчуження.

**Н. Н. Талерко[1], Т. Д. Лев[1], С. И. Киреев[2], В. А. Кашпур[1], А. Г. Кузьменко[1]**

[1]*Институт проблем безопасности АЭС НАН Украины, ул. Лысогорская, 12, Киев, 03028, Украина*

[2]*Государственное специализированное предприятие "Экоцентр", ул. Школьная, 6, Чернобыль, 07270, Украина*

**Оценка радиоактивного загрязнения воздуха в результате лесного пожара в Чернобыльской зоне отчуждения 5–8 июня 2018 г.**

Приведены результаты моделирования распространения радиоактивных аэрозолей, попавших в атмосферу в результате пожара на участках леса в Чернобыльской зоне отчуждения (в районе ХОЯТ-2) в период 5–8 июня 2018 г. Для оценки его последствий был использован комплекс моделей Института проблем безопасности АЭС НАН Украины, который включает мезомасштабную модель прогноза погоды WRF, модель формирования конвективной струи над площадью пожара и лагранжево-эйлерову диффузионную модель LEDI атмосферного переноса радионуклидов и их осаждения на подстилающей поверхности. Модельные расчеты распространения радиоактивных продуктов горения выполнены на расстоянии до 100 км от района пожара. Приведены результаты пробоотбора образцов выгоревшей лесной подстилки и верхнего слоя почвы, выполненных с целью оценки запасов активности на двух участках пожара. Среднее значение плотности загрязнения поверхности $^{137}$Cs составило около 2,85 МБк/м$^2$ (при вариабельности этой величины от 1,02 до 5,40 МБк/м$^2$). Согласно расчетам, максимальное значение активности $^{137}$Cs в приземном воздухе в Киеве в отдельные периоды пожара могло достигать значений около 1 мБк/м$^3$, в Чернобыле — около 10 мБк/м$^3$. Полученные результаты в целом согласуются с данными измерений активности $^{137}$Cs в воздухе, проводившихся сетью постов автоматизированной системы контроля радиационной обстановки (АСКРО) ГП "Экоцентр", а также данными пробоотбора воздуха в с. Мила Киевской области (результаты Государственного научно-технического центра по ядерной и радиационной безопасности).

*Ключевые слова*: лесные пожары, ресуспензия, радионуклиды, атмосферный перенос, моделирование, Зона отчуждения.

Надійшла 27.06.2019
Received 27.06.2019

УДК 621.039.58 doi.org/10.31717/2311–8253.19.1.8

**Г. М. Новосьолов, О. М. Масько**

*ДП «Державний науково-інженерний центр систем контролю та аварійного реагування», просп. Героїв Сталінграда, 64/56, м. Київ, 04213, Україна*

# Про радіаційний вплив Запорізької та Южно-Української АЕС на довкілля

*Ключові слова:*
атомна електростанція,
радіаційний вплив,
довкілля,
викиди,
скиди.

На прикладі роботи двох найбільших атомних електростанцій України — Запорізької (ЗАЕС) і Южно-Української (ЮУАЕС) — розглянуто питання радіаційного впливу АЕС на довкілля за тривалої експлуатації в нормальному режимі.
Розглянуто джерела та основні результати такого впливу, зокрема: динаміку зміни потужності дози гамма-випромінювання на проммайданчиках ЮУАЕС за 34 роки спостережень (1983–2017 рр.) та ЗАЕС за 29 років (1984–2012 рр.), розподіл річних сумарних показників радіоактивних викидів в атмосферу і радіоактивних скидів у зовнішні водойми обох АЕС за роки експлуатації; динаміку змін середньої об'ємної активності радіонуклідів $^{137}$Cs та $^{90}$Sr в атмосферному повітрі на проммайданчиках АЕС в аналізовані періоди; зміни середньорічних значень сумарної бета-активності атмосферних випадань на проммайданчиках ЮУАЕС за період 1983–2017 рр. та ЗАЕС за період 1985–2012 рр. Результати спостережень порівняно з аналогічними даними, одержаними до пуску в експлуатацію кожної АЕС.
На підставі проведеного аналізу зроблено висновок, що робота ЮУАЕС і ЗАЕС практично не впливає на радіаційний стан у районі розташування станцій.

## Вступ

За результатами проведення Державним підприємством «Державний науково-інженерний центр систем контролю та аварійного реагування» (ДП «ДНІЦ СКАР») екологічних аудитів Южно-Української АЕС (ЮУАЕС) у 2012 р. та Запорізької АЕС (ЗАЕС) у 2015 р. [1, 2], а також у рамках періодичної переоцінки безпеки виконання оцінки впливу ЮУАЕС на навколишнє середовище у 2019 р. [3] розглянуто питання радіаційного впливу цих двох найбільших в Україні АЕС на довкілля протягом усього періоду їхньої експлуатації. Наведені у статті дані є результатами постійних вимірювань радіаційної ситуації, що здійснюються службами радіаційної безпеки АЕС.

Запорізька АЕС є найбільшою в Україні і Європі станцією. Щороку вона генерує 40–42 млрд кВт · год електроенергії, що становить п'яту частину загальнорічного виробництва електроенергії в державі та половину її виробництва на АЕС України. До складу ЗАЕС входить шість енергоблоків з реакторами типу ВВЕР-1000/В-320, сумарна електрична потужність яких становить 6000 МВт. Час введення в експлуатацію енергоблоків № 1–6 — відповідно 1984, 1985, 1986, 1987, 1989, 1995 рр. На ЮУАЕС, другій за потужністю АЕС України, сьогодні експлуатуються три енергоблоки ВВЕР-1000, уведені в експлуатацію в 1982, 1985 і 1989 рр.

Проектний термін експлуатації всіх зазначених енергоблоків 30 років. Однак практичний досвід експлуатації показав, що фактичний термін служби основних компонентів АЕС набагато більший, ніж це припускалося за проектом. Тому Енергетичною стратегією України на період до 2035 р. [4] продовження терміну експлуатації діючих енергоблоків АЕС за результатами періодичної переоцінки їхньої безпеки визнано одним з основних

© Г. М. Новосьолов, О. М. Масько, 2019

заходів для реалізації стратегічних цілей у сфері генерації електроенергії і є пріоритетним напрямом діяльності ДП «Національна атомна енергогенеруюча компанія (НАЕК) "Енергоатом"».

В основу проекту АЕС з реакторами типу ВВЕР покладено принцип модульного компонування: у кожному енергоблоці крім систем нормальної експлуатації передбачено всі системи, що забезпечують радіаційну і ядерну безпеку блока, а також аварійне зупинення, розхолодження, відведення залишкових тепловиділень незалежно від режиму роботи інших енергоблоків.

Робота реактора ВВЕР-1000 базується на регульованій ланцюговій реакції поділу ядер $^{235}U$, що входять до складу ядерного палива. Енергоблок працює за двоконтурною схемою: перший контур (радіоактивний) — водяний, який безпосередньо бере тепло від реактора; другий контур (нерадіоактивний) — паровий, який отримує тепло від першого контура і використовує його в турбогенераторі.

Основними видами можливого впливу на навколишнє середовище під час роботи АЕС відповідно до технологічного процесу є радіаційний, хімічний і фізичний впливи. В умовах нормальної експлуатації енергоблоків значущими (за убуванням значущості) є тепловий, хімічний і радіаційний впливи. І лише в малоймовірних, але принципово можливих випадках максимальної проектної або запроектної аварії радіаційний вплив стає домінуючим. Проте традиційно саме радіаційний вплив роботи АЕС викликає найбільше занепокоєння громадськості.

Тепловий вплив на навколишнє середовище можливий від теплових вентиляційних викидів в атмосферу та теплових скидів при роботі гідротехнічних споруд: від бризкальних басейнів системи технічного водопостачання відповідальних споживачів та від охолоджувачів теплообмінного устаткування конденсаторів турбін і невідповідальних споживачів.

Джерелами хімічного впливу АЕС на навколишнє середовище є періодичні нерадіоактивні викиди і скиди, що виникають на об'єктах і спорудах проммайданчика та мають у своєму складі хімічні елементи і речовини, граничний вміст яких регламентується діючими санітарними нормами і правилами.

У процесі експлуатації АЕС неминучим є утворення газоподібних, твердих і рідких продуктів, що містять у своєму складі радіоактивні елементи. Радіаційний вплив енергоблока пов'язаний з їхнім виходом у навколишнє середовище.

Відпрацьоване ядерне паливо (ВЯП), що утворюється після використання свіжого палива в активній зоні реактора, після досягнення проектної глибини вигоряння вивантажується в прореакторні басейни витримки, де зберігається протягом 4–5 років для зменшення радіоактивності і залишкового тепловиділення. Середньорічний обсяг ВЯП, що вивантажується з одного реактора типу ВВЕР-1000, становить 42 паливні збірки. На ЗАЕС щороку загалом використовується близько 252 збірки, на ЮУАЕС — 126.

Проектними рішеннями АЕС з ВВЕР-1000 передбачено переробку ВЯП з вилученням цінних продуктів, для чого воно відправлялось до Російської Федерації на попереднє технологічне зберігання. Однак оскільки на початку 1990-х років виникли проблеми з вивезенням ВЯП, ЗАЕС оголосила міжнародний конкурс на кращий проект пристанційного тимчасового сховища ВЯП. У результаті на ЗАЕС було побудовано і в 2004 р. введено в промислову експлуатацію сухе сховище ВЯП (ССВЯП) на основі технології американської компанії Duke Engineering & Services. Сховище розраховане на розміщення 380 контейнерів, в яких можна зберігати 9 000 паливних збірок, що забезпечує безпечне зберігання ВЯП ЗАЕС за весь період її експлуатації.

Для зберігання ВЯП інших реакторів типу ВВЕР АЕС України нині у зоні відчуження Чорнобильської АЕС ДП «НАЕК "Енергоатом"» здійснює будівництво Централізованого сховища ВЯП реакторів ВВЕР АЕС України (ЦСВЯП), яке передбачає сухе зберігання ВЯП за технологією американської компанії Holtec International. ЦСВЯП розраховане на зберігання 16 500 збірок терміном до 100 років. Введення в експлуатацію першого пускового комплексу об'єкта планується у другому кварталі 2020 р.

**Аналіз впливу АЕС на довкілля**

Метою здійснення екологічних аудитів ЗАЕС та ЮУАЕС було визначення екологічної обґрунтованості та ефективності роботи енергоблоків у разі продовження термінів їхньої експлуатації, встановлення відповідності цієї діяльності (із продовження термінів) вимогам законодавства з охорони довкілля.

У процесі екологічного аудиту для нормальних умов експлуатації енергоблоків та можливих проектних аварій було проаналізовано такі впливи:

на довкілля (геологічне середовище, повітряне середовище, водне середовище, ґрунти, рослинний і тваринний світ, заповідні об'єкти);

на навколишнє соціальне середовище;

на навколишнє техногенне середовище;

на навколишнє середовище у транскордонному контексті.

Санітарно-захисні зони, установлені для ЗАЕС та ЮУАЕС відповідно до проекту та законодавчо-нормативних вимог, мають радіус 2,5 км, а зони спостереження — 30 км.

Статистика порушень у роботі енергоблоків ЗАЕС та ЮУАЕС, як і взагалі статистика порушень у роботі всіх енергоблоків ВВЕР, що експлуатуються в Україні, показує, що з 2000 р. порушень вище 1-го класу (аномалія) за міжнародною шкалою INES на цих енергоблоках не відбувалось.

За експлуатації АЕС у нормальному режимі забезпечується локалізація основної кількості радіоактивних продуктів у реакторній установці та у спеціальних системах водо- та газоочищення. Однак через деякі причини незначна частина радіонуклідів все ж виходить у навколишнє середовище. Величина їхнього надходження здебільшого обумовлена виходом радіоактивних газів з деаераторів підживлення та баків організованих протікань, а також можливою наявністю нещільностей у різних технологічних системах енергоблоку.

**Зняття «нульового фону»**

Вивчення радіаційної ситуації в зоні впливу ЮУАЕС та ЗАЕС було розпочато за 2 роки до передбачуваного пуску кожної станції. Програма вивчення радіаційної ситуації в районі розташування АЕС (зняття «нульового фону»), зокрема, передбачала [5, 6]:

спектрометричні і радіометричні вимірювання, радіохімічний аналіз вмісту штучних ($^{90}$Sr та $^{137}$Cs) та природних ($^{238}$U, $^{226}$Ra) радіонуклідів у пробах атмосферного повітря, атмосферних випадань, ґрунту, води та донних відкладень, наземної і водної рослинності.

вимірювання природного гамма-фону на місцевості та ін.

**Потужність дози гамма-випромінювання на місцевості**

Потужність дози гамма-випромінювання вимірювалася з похибкою ± 20 % на рівні 1 м від поверхні землі. Згідно з результатами вимірювань у 1983 р. поблизу ЗАЕС середній рівень гамма-фону тут становив (0,72±0,086) мЗв/рік, що відповідає звичайному рівню, характерному для більшої частини території колишнього СРСР. Дещо вищі середні показники потужності дози за даними вимірювань, проведених у 1979 і 1980 рр. поблизу ЮУАЕС: (0,92±0,03) і (0,88±0,04) мЗв/рік відповідно, є характерними для Миколаївської області. При цьому найбільші рівні потужності дози гамма-випромінювання спостерігаються в місцях, де скельні породи представлені рожево-сірими гранітами, що виходять на поверхню.

На рис. 1 і 2 представлена динаміка зміни значень середньорічної потужності дози гамма-фону на проммайданчиках ЮУАЕС за 34 роки спостережень (1983–2017 рр.) та ЗАЕС за період 1984–2012 рр. Прямі

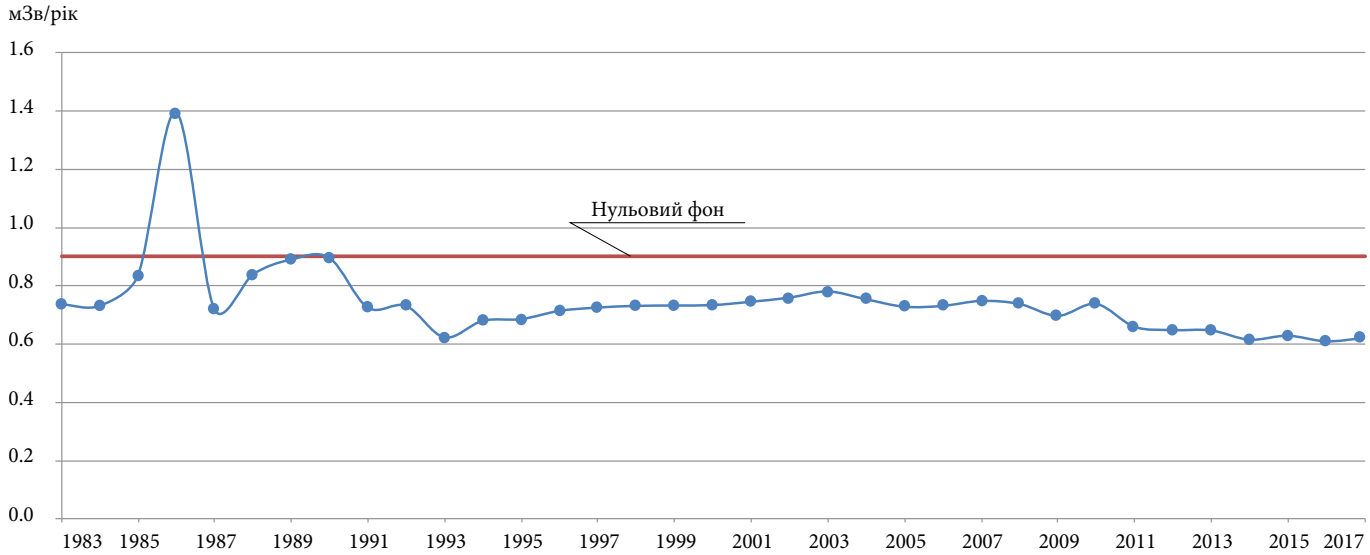



Рис. 1. Динаміка зміни потужності дози гамма-випромінювання на проммайданчику ЮУАЕС за період 1983–2017 рр.

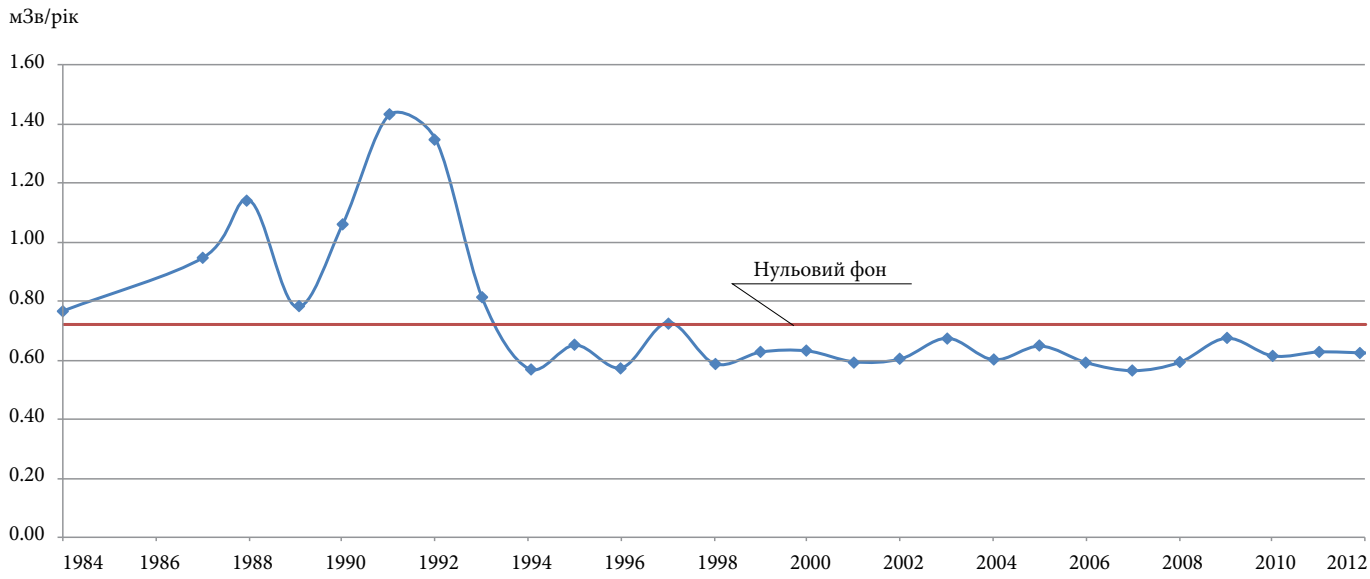



Рис. 2. Динаміка зміни потужності дози гамма-випромінювання на проммайданчику ЗАЕС за період 1984–2012 рр.

лінії на цих рисунках — середні значення гамма-фону, виміряного до введення в експлуатацію кожної з АЕС («нульовий фон»).

Як можна бачити з рисунків, значення середньорічної потужності дози гамма-випромінювання практично не змінюються і навіть на проммайданчиках ЮУАЕС та ЗАЕС здебільшого не перевищують значень потужності дози, виміряних до пуску першого блока кожної зі станцій. Винятком є пов'язаний з подіями на Чорнобильській АЕС 1986 р. та найближчі післячорнобильські роки.

**Викиди атомних електростанцій**

Кількість радіоактивних речовин, надходження яких у навколишнє середовище допускається з газо-аерозольними викидами і водними скидами в процесі роботи ЮУАЕС і ЗАЕС, визначено в документах [7–9]. Зокрема, у цих документах наведено переліки радіонуклідів та значення допустимих викидів та скидів АЕС, встановлені відповідно до норм радіаційної безпеки України (НРБУ-97) [10] на основі квоти ліміту дози і вихідних даних, специфічних для АЕС. Встановлений допустимий викид не залежить від кількості енергоблоків АЕС, що знаходяться в експлуатації, та їх потужності. Перевищення допустимого викиду при нормальному режимі експлуатації АЕС не допускається.

Числові значення лімітів викиду, встановлені в ЮУАЕС та ЗАЕС, наведено в табл. 1.

Для кількісної оцінки надходжень радіоактивних речовин в атмосферу в процесі роботи АЕС і характеристики ефективності заходів, спрямованих на зниження радіаційного впливу на довкілля, вводиться показник радіоактивних надходжень в атмосферу ($K_{\text{РНА}}$):

$$K_{\text{РНА}} = \sum_i \frac{\text{В}_i}{\text{ЛВ}_i} \times 100\ \%, \qquad (1)$$

де $\text{В}_i$ — середньодобове значення викиду в атмосферу $i$-го радіонукліда (групи радіонуклідів) за звітний період, МБк/період; $\text{ЛВ}_i$ — ліміт викиду $i$-го радіонукліда (групи радіонуклідів) в атмосферу, МБк/період (див. табл. 1).

Допустимий викид вважається не перевищеним, якщо виконуються обидві з двох нерівностей:

$$\sum_{i=1}^{3} \frac{\text{В}_i}{\text{ЛВ}_i} \le 1; \quad \sum_{i=2}^{16} \frac{\text{В}_i}{\text{ЛВ}_i} \le 1, \qquad (2)$$

де номери підсумовування за $i$ відповідають порядковим номерам радіонуклідів (групам радіонуклідів) табл. 1.

На рис. 3 і 4 наведені розподіли сумарного показника $K_{\text{РНА}}$ ЮУАЕС за період 1984–2017 рр. та ЗАЕС за період 1985–2012 рр. Сумарні показники радіоактивних надходжень в атмосферу розраховані для декількох періодів, за які діяли розроблені та введені в цей час ліміти викидів у встановленому на АЕС порядку.

З рисунків видно, що за означені періоди експлуатації значення показника радіоактивних викидів в атмосферу ЮУАЕС перебували на рівні 0,12÷1,24 %,

а ЗАЕС — 0,11÷2,37 % від допустимих значень, що відповідає рівню нормальної експлуатації.

**Таблиця 1. Значення лімітів викиду (ЛВі ) контрольованих радіонуклідів, ГБк/доба [7, 9]**

| № п/п | Вид, параметр контролю | ЮУАЕС | ЗАЕС |
|---|---|---|---|
| 1 | Довгоживучі радіонукліди (ДЖН) | 0,75 | 2,2 |
| 2 | Інертні радіоактивні гази (ІРГ) | 45 000 | 69 000 |
| 3 | Радіонукліди йоду | 3,9 | 6,0 |
| 4 | $^{51}$Cr | 850 | 1600 |
| 5 | $^{54}$Mn | 5,9 | 9,3 |
| 6 | $^{59}$Fe | 12 | 25 |
| 7 | $^{58}$Co | 15 | 27 |
| 8 | $^{60}$Co | 0,32 | 0,53 |
| 9 | $^{89}$Sr | 20 | 31 |
| 10 | $^{90}$Sr | 0,38 | 0,60 |
| 11 | $^{95}$Zr | 19 | 16 |
| 12 | $^{95}$Nb | 41 | 61 |
| 13 | $^{110m}$Ag | 0,53 | 0,79 |
| 14 | $^{134}$Cs | 0,45 | 1,00 |
| 15 | $^{137}$Cs | 0,45 | 0,94 |
| 16 | $^{3}$H | 2 100 | 1 900 |

Примітки.

1. Під терміном ДЖН умовно розуміється будь-яка суміш средньодовгоживучих радіоактивних аерозолів, експонованих на фільтрі протягом однієї доби і виміряних через одну добу після зняття проби.
2. Під терміном ІРГ розуміється будь-яка суміш інертних радіоактивних газів — ізотопів аргону, криптону і ксенону.

### Скиди атомних електростанцій

Значення лімітів річних скидів (ЛС$_i$) радіоактивних речовин, надходження яких у навколишнє середовище допустиме з водними скидами ЮУАЕС і ЗАЕС, наведено в табл. 2.

Допустимий скид, відповідно до норм НРБУ-97, встановлюється на основі квоти ліміту дози та вихідних даних, які є специфічними для АЕС. Допустимий скид не залежить від кількості енергоблоків АЕС, що знаходяться в експлуатації, та їхньої потужності. Допустимий скид не перевищується, якщо виконується нерівність

$$\sum_{i=1}^{17} \frac{C_i}{ЛС_i} \le 1, \qquad (3)$$

де $C_i$ — значення річного скиду і-го радіонукліда.

**Таблиця 2. Значення ЛС$_i$ для ЮУАЕС та ЗАЕС [8, 9]**

| № п/п | Контрольований радіонуклід | ЮУАЕС, ГБк/рік | ЗАЕС, ТБк/рік |
|---|---|---|---|
| 1 | $^{3}$H | 120 000 | 1 900 |
| 2 | $^{51}$Cr | 44 000 | 100 |
| 3 | $^{54}$Mn | 220 | 3,30 |
| 4 | $^{59}$Fe | 110 | 0,32 |
| 5 | $^{58}$Co | 620 | 3,50 |
| 6 | $^{60}$Co | 31 | 1,10 |
| 7 | $^{65}$Zn | 25 | 0,30 |
| 8 | $^{89}$Sr | 2 200 | 6,30 |
| 9 | $^{90}$Sr | 4 | 0,24 |
| 10 | $^{95}$Zr | 250 | 1,40 |
| 11 | $^{95}$Nb | 1 400 | 4,50 |
| 12 | $^{106}$Ru | 440 | 2,10 |
| 13 | $^{110m}$Ag | 110 | 1,60 |
| 14 | $^{131}$I | 2 200 | 0,95 |
| 15 | $^{134}$Cs | 18 | 0,062 |
| 16 | $^{137}$Cs | 16 | 0,091 |
| 17 | $^{144}$Ce | 28 | 0,35 |

Перевищення допустимого скиду при нормальному режимі експлуатації АЕС не допускається.

На рис. 5 і 6 представлено динаміку зміни сумарного показника радіоактивних скидів у зовнішні водойми ($K_{РНВ}$) ЮУАЕС за період 1991–2017 рр. та ЗАЕС за період 2001–2012 рр. Показник був розрахований за формулою

$$K_{РНВ} = \sum_i \frac{C_i}{ЛС_i} \times 100\ \%. \qquad (4)$$

### Контроль вмісту радіонуклідів у приземному шарі атмосферного повітря

Поширення та розсіювання викиду АЕС в атмосфері відбувається в результаті перенесення його

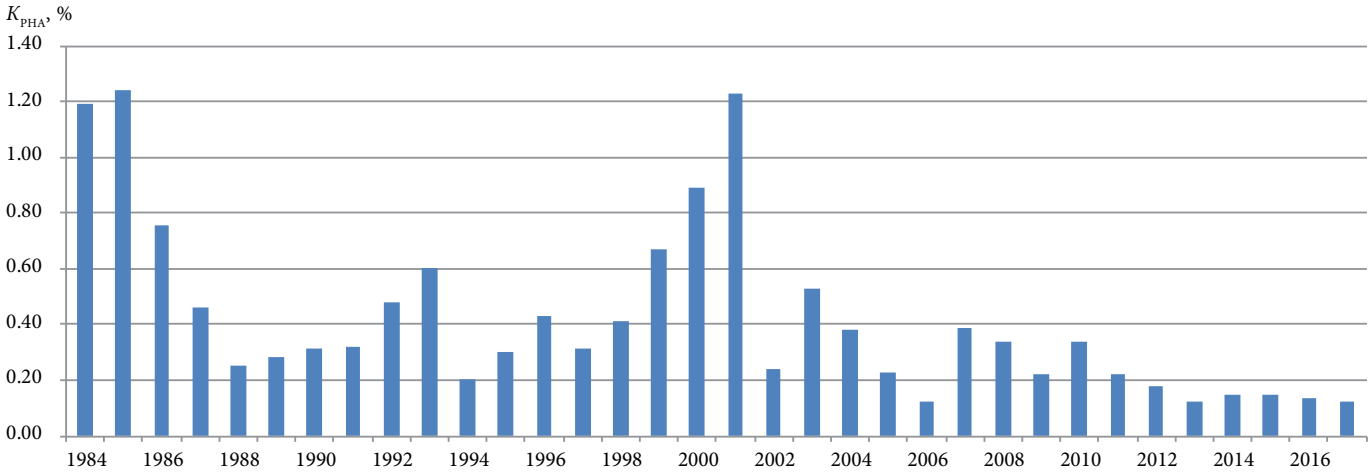



Рис. 3. Розподіл сумарного показника радіоактивних викидів в атмосферу ЮУАЕС за період 1984–2017 рр.

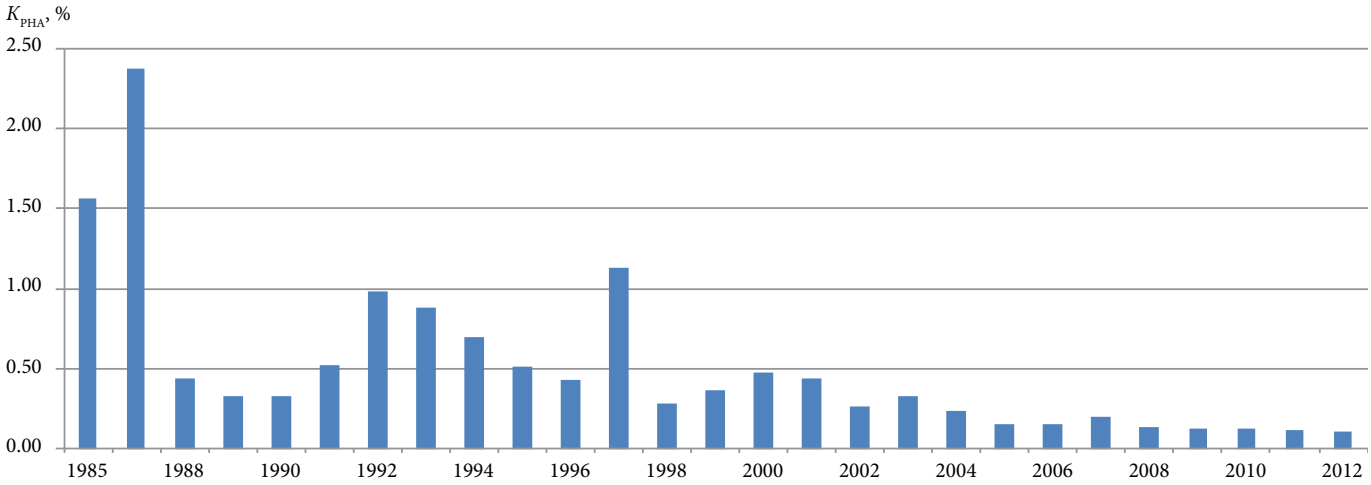



Рис. 4. Розподіл сумарного показника радіоактивних викидів в атмосферу ЗАЕС за період 1985–2012 рр.

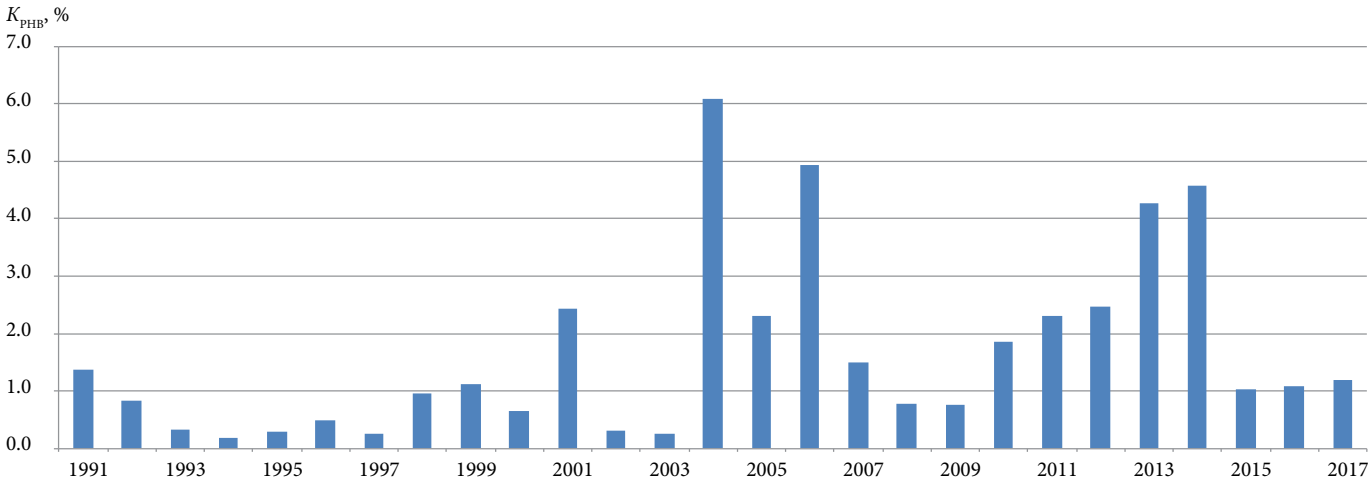



Рис. 5. Динаміка зміни сумарного показника радіоактивних скидів у зовнішні водойми ЮУАЕС за період 1991–2017 рр.

вітром і турбулентної дифузії, зумовленої наявністю в атмосфері завихрень, які складним чином взаємодіють між собою і з поверхнею землі. Штучна радіоактивність приземного шару повітря зони спостереження обумовлена в основному ізотопом $^{137}$Cs на фоні природних і космогенних радіонуклідів ($^{40}$K, $^{7}$Be та ін.).

Значення об'ємної активності $^{137}$Cs та $^{90}$Sr у пробах атмосферного повітря, відібраних у районі розташування ЮУАЕС і ЗАЕС в допусковий період, представлені в табл. 3.

Динаміка змін середньорічної об'ємної активності радіонуклідів $^{137}$Cs та $^{90}$Sr в атмосферному повітрі проммайданчиків ЮУАЕС за період 1983–2017

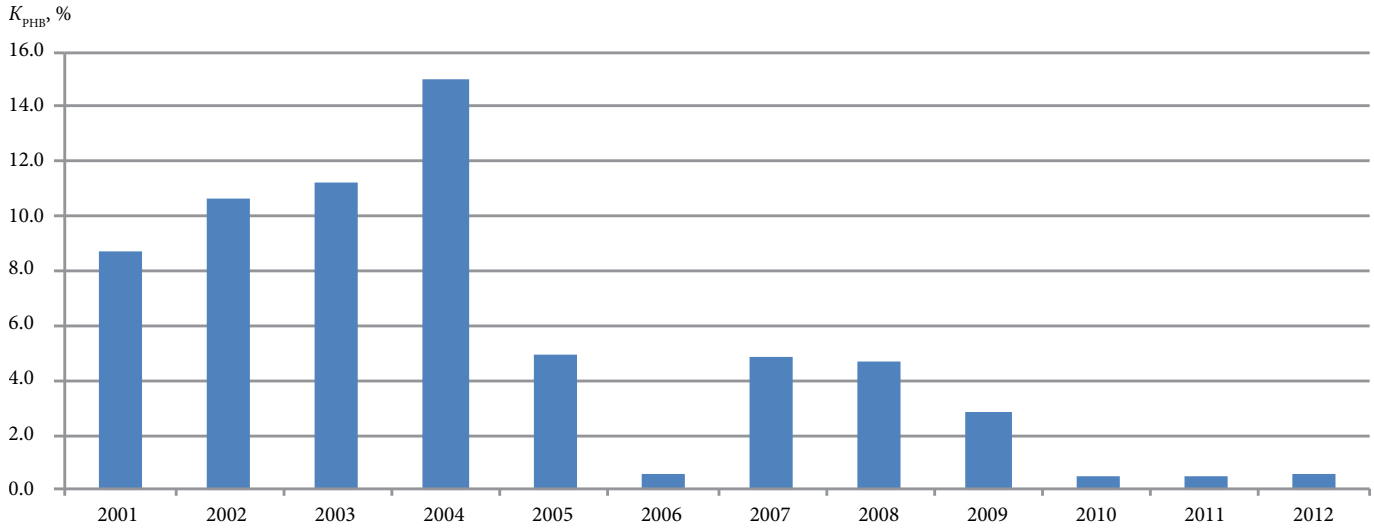



Рис. 6. Динаміка зміни сумарного показника радіоактивних скидів у зовнішні водойми ЗАЕС за період 2001–2012 рр.

**Таблиця 3. Середня за рік об'ємна активність радіонуклідів в атмосферному повітрі в районі ЮУАЕС і ЗАЕС у допусковий період, мкБк/м$^3$ [5, 6]**

| ЮУАЕС | | | | ЗАЕС | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| Рік | Кількість спостережень | $^{90}$Sr | $^{137}$Cs | Рік | Кількість спостережень | $^{90}$Sr | $^{137}$Cs |
| 1976 | 5 | 1 776 | 2 664 | 1982 | 5 | 3,70 | 3,33 |
| 1977 | 11 | 925 | 1 369 | 1983 | 28 | 13,57 | 1,85 |
| Середнє значення | | 1 191 | 1 774 | Середнє значення | | 12,07 | 2,074 |

**Таблиця 4. Питома активність радіонуклідів в атмосферних випаданнях у допусковий період, Бк/(м$^2$ · міс)**

| Рік | Сумарна бета-активність | $^{90}$Sr | $^{137}$Cs |
|---|---|---|---|
| ЮУАЕС | | | |
| 1977 | 38 (7)* | 7,77 (5) | 11,84 (5) |
| 1978 | 25 (21) | 3,33 (21) | 3,33 (20) |
| 1979 | 17 (12) | 8,14 (20) | 9,25 (14) |
| 1980 | 22 (8) | 2,22 (23) | 2,96 (18) |
| ЗАЕС | | | |
| 1982 | 8,51 (9) | 0,37 (9) | 0,25 (9) |
| 1983 | 8,51 (10) | 0,37 (10) | 0,25 (10) |

* У дужках вказано кількість вимірювань.

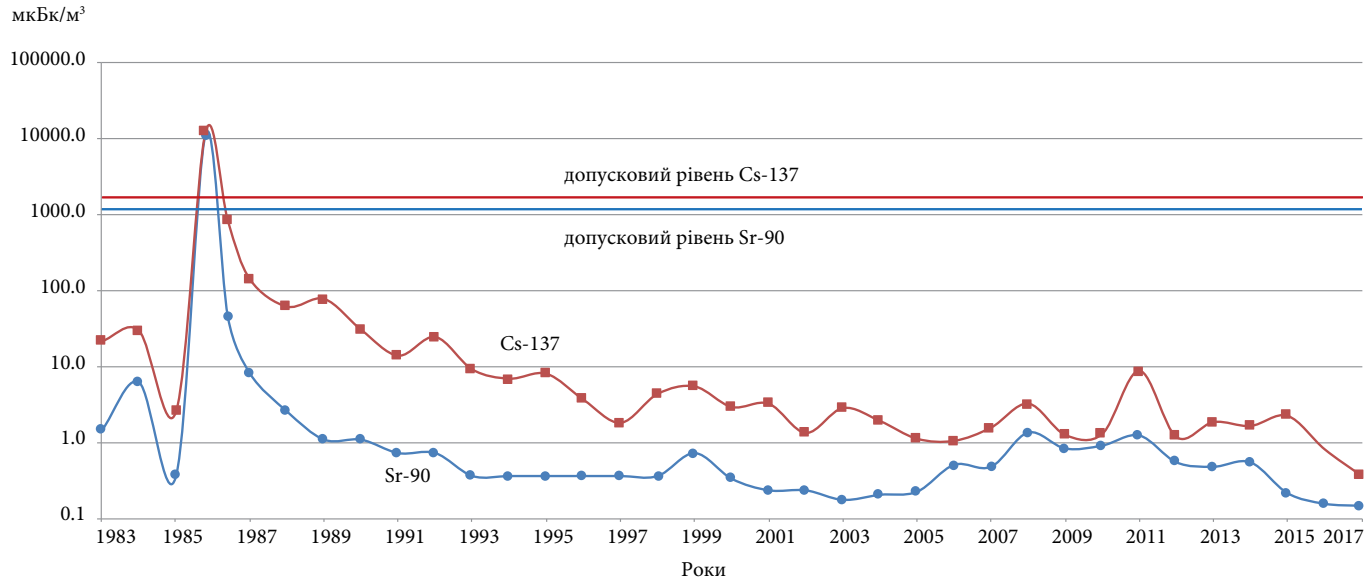



Рис. 7. Динаміка зміни середньорічної об'ємної активності $^{137}Cs$ та $^{90}Sr$ у повітрі на проммайданчика ЮУАЕС за період 1983–2017 рр.

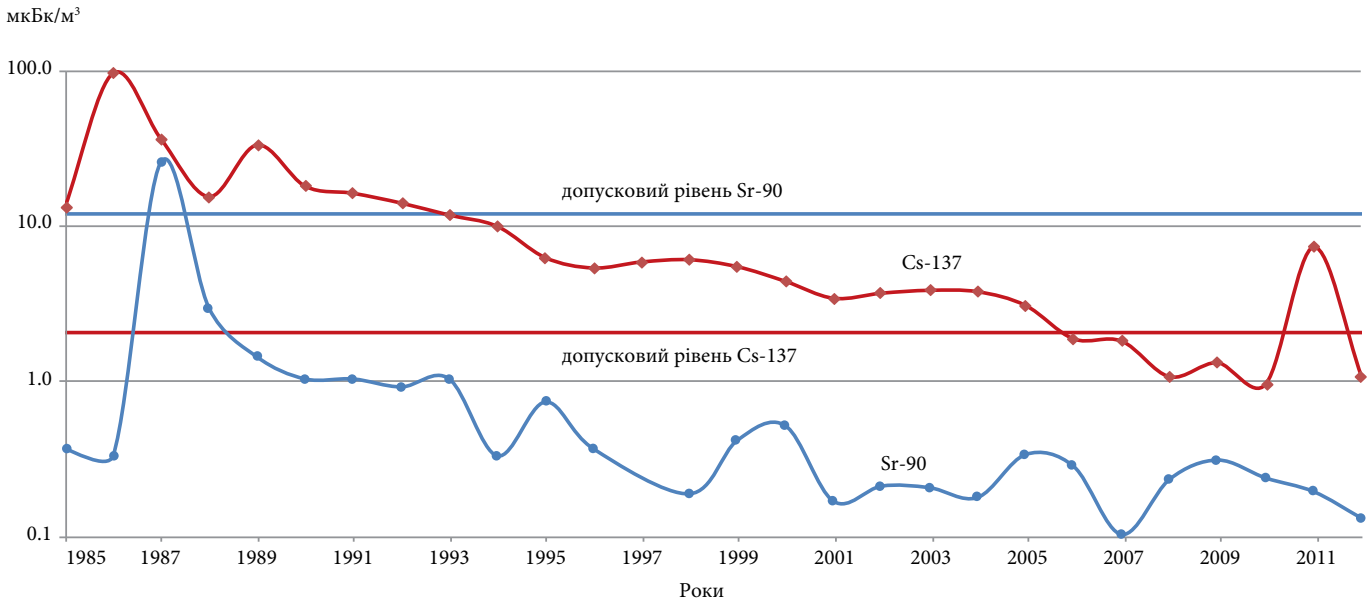



Рис. 8. Динаміка зміни середньорічної об'ємної активності $^{137}Cs$ та $^{90}Sr$ у повітрі проммайданчика ЗАЕС за період 1985–2012 рр.

рр. і ЗАЕС у 1985–2012 рр. наведено на рис. 7 і 8. Суцільними лініями на цих рисунках показано відповідні середні значення, виміряні в допусковий період (див. табл. 3).

Багаторічні спостереження за значеннями питомої концентрації $^{137}Cs$ та $^{90}Sr$ у приземному шарі атмосферного повітря поблизу АЕС демонструють тенденцію до її зниження з року в рік (без урахування внеску від Чорнобильської АЕС). Пояснюється це тим, що спостереження фіксують не тільки цезій та стронцій з АЕС, а й цезій та стронцій глобального походження, на фоні яких чутливість приладів не дозволяє виділити елементи, що надходить в атмосферу з працюючих АЕС.

Випробування ядерної зброї в атмосфері, що були проведені у світі до 1980 р., призводили до

того, що практично всі продукти вибуху надходили в стратосферу; при цьому був сформований основний (до 70 %) стратосферний запас довгоживучих техногенних радіонуклідів. Радіонукліди, які потрапили в стратосферу, потім випадали на земну поверхню протягом багатьох років.

Зменшення питомої концентрації $^{137}Cs$ та $^{90}Sr$ глобального походження в приземному шарі атмосфери, що спостерігається на рисунках, пов'язане з виснаженням його запасів у стратосфері (розпад, надходження в нижні шари атмосфери).

У той же час значення об'ємної активності $^{137}Cs$ та $^{90}Sr$ у повітрі проммайданчиків ЮУАЕС та ЗАЕС значно нижчі за допустимі відповідно до НРБУ-97 [10].

**Вміст радіонуклідів в атмосферних випаданнях**

Газові і аерозольні викиди радіоактивних речовин, що надходять в атмосферу через вентиляційні труби, розсіюються в атмосфері, утворюючи хмару викиду. У режимі нормальної експлуатації АЕС в атмосферу

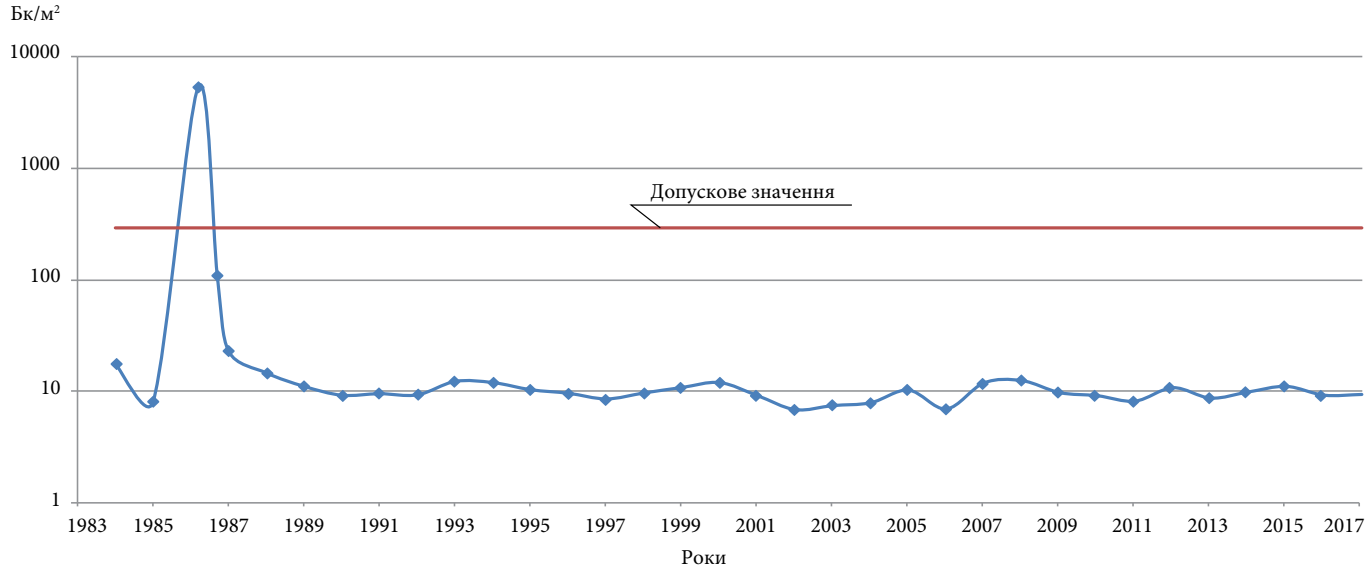



Рис. 9. Середньорічні значення сумарної бета-активності атмосферних випадань на проммайданчику ЮУАЕС за період 1983–2017 рр.

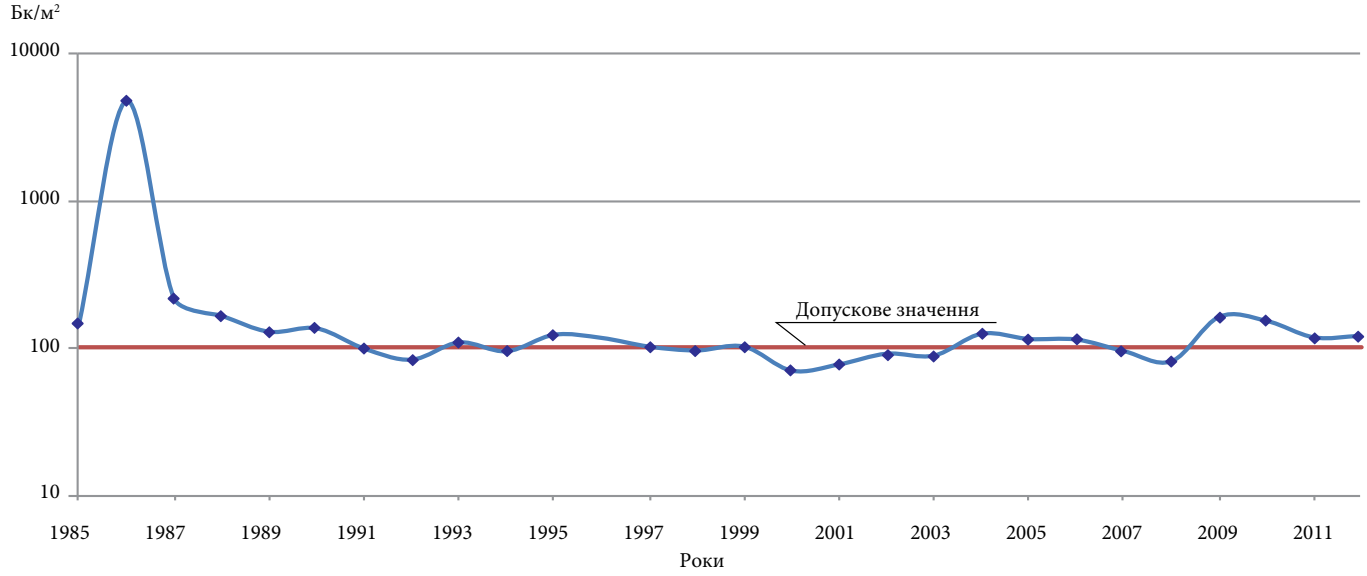



Рис. 10. Середньорічні значення сумарної бета-активності атмосферних випадань на проммайданчику ЗАЕС за період 1985–2012 рр.

надходять досить дрібні аерозолі, що рухаються як і газ, в якому вони зависли. Аерозольні частинки випадають з хмари, осідаючи на місцевості та мігруючи в елементах прилеглих до АЕС екологічних систем.

Контроль за вмістом радіоактивних речовин в атмосферних випаданнях проводять седиментаційним методом — шляхом збору атмосферних опадів на збиральні планшет-кювети. Седиментаційний метод дає можливість визначати кількість радіоактивних речовин, що випадають з атмосфери з пилом і опадами на одиницю площі за певний час (добу, місяць тощо). Ефективність такого методу становить 30%.

У табл. 4 представлено питому активність радіонуклідів в атмосферних випаданнях (середня за рік), виміряну до пуску АЕС в експлуатацію.

Середньорічні значення сумарної бета-активності атмосферних випадань на проммайданчиках ЮУАЕС за період 1983–2017 рр. та ЗАЕС у 1985–2012 рр. представлені на рис. 9 і 10. Суцільні прямі на цих рисунках — середні допускові значення, що відповідають табл. 4.

Рисунки показують, що значення середньорічної сумарної бета-активності атмосферних випадань на проммайданчиках ЮУАЕС і ЗАЕС перебувають практично на одному й тому ж рівні, за винятком 1986 р., пов'язаного з подіями на Чорнобильській АЕС. Тобто радіоактивні випадання з атмосферного повітря, що спостерігаються, обумовлені в основному глобальними випаданнями і лише незначною мірою викидами АЕС.

**Висновки**

На підставі аналізу наведених у статті даних можна зробити загальний висновок, що робота ЮУАЕС та ЗАЕС практично не впливає на радіаційну ситуацію в районі розташування станцій.

Тобто радіаційна ситуація поблизу АЕС, що працюють у нормальному режимі, здебільшого визначається випромінюванням природних радіонуклідів, радіонуклідів космогенного походження та радіонуклідів глобального забруднення атмосфери продуктами поділу, що утворилися під час колишніх випробувань ядерної зброї. Частки викидів АЕС суттєво менші, іноді нижче мінімальної вимірюваної активності, та не перевищують значень, регламентованих нормативними документами.

**Список використаної літератури**


1. Звіт про екологічний аудит енергоблоків ЮУАЕС / Міненерговугілля України, ДП «ДНІЦ СКАР». — Київ, 2012. — 250 с.
2. Звіт про екологічний аудит ВП «Запорізька АЕС» / Міненерговугілля України, ДП «ДНІЦ СКАР». — Київ, 2015. — 479 с.
3. Южно-Українська АЕС. Енергоблок № 3. Звіт з періодичної переоцінки безпеки. Фактор № 14. Вплив експлуатації АЕС на навколишнє середовище / Міненерговугілля України, ДП «НАЕК «Енергоатом», ДП «ДНІЦ СКАР». — Київ, 2019. — 158 с.
4. Енергетична стратегія України на період до 2035 року «Безпека, енергоефективність, конкурентоспроможність». Схвалено розпорядженням КМУ від 18.08.2017 р. № 605-р. — 66 с.
5. Радиационная обстановка вокруг Южно-Украинской АЭС в предпусковой период (снятие нулевого фона). Отчёт ИЯИ АН УССР, ИБФ МЗ СССР. — Николаевская ОблСЭС, Киев, 1980.
6. Радиационная обстановка в районе размещения Запорожской АЭС до пуска ее в эксплуатацию. Отчет ИБФ МЗ СССР. — М., 1983.
7. 00.РБ.XQ.Pr.04–12. Допустимый газо-аэрозольный выброс Запорожской АЭС (радиационно-гигиенический регламент первой группы) [Утвержден МОЗ Украины, письмо № 7.03–58/122/2673 от 30.01.2013 г.]. — 8 с.
8. 00.РБ.XQ.Pr.05–12. Допустимый водный сброс радиоактивных веществ Запорожской АЭС (радиационно-гигиенический регламент первой группы) [Утвержден МОЗ Украины, письмо № 7ю03–58/3048/13695 от 02.10.2012 г.]. — 7 с.
9. РГ.0.0026.0159. Допустимий газо-аерозольний викид і допустимий водний скид радіоактивних речовин у навколишнє середовище ВП «Южно-Українська АЕС» (радіаційно-гігієнічний регламент першої групи) [Введено наказом № 13 від 02.01.2018 р.]. — 11 с.
10. НРБУ-97, ДГН 6.6.1.-6.5.001-98. Норми радіаційної безпеки України. Державні гігієнічні нормативи [Затверджені постановою Головного державного санітарного лікаря України від 01.12.1997 р. № 62]. — 127 с.
11. ДСП 6.177–2005–09–02. Основні санітарні правила забезпечення радіаційної безпеки України ОСПУ. [Затверджені наказом МОЗ України від 02.02.2005 р. № 54]. — 120 с.
12. РГ.0.0026.0120. Регламент радиационного контроля ОП ЮУАЭС от 22.12.2015 г. — 153 с.
13. Отчет по периодической переоценке безопасности энергоблоков № 1, 2 ОП ЗАЭС. Фактор безопасности № 14. Воздействие эксплуатации на окружающую среду 21.12.59 ОППБ.14. 05.08.2013. — ОП «Запорожская АЭС», 2013. — 229 с.

**Г. М. Новоселов, А. Н. Масько**

*ГП «Государственный научно-инженерный центр систем контроля и аварийного реагирования», просп. Героев Сталинграда 64/56, Киев, 04213, Украина*

## О радиационном воздействии Запорожской и Южно-Украинской АЭС на окружающую среду

На примере работы двух крупнейших атомных электростанций Украины — Запорожской (ЗАЭС) и Южно-Украинской (ЮУАЭС) — рассматриваются вопросы радиационного воздействия АЭС на окружающую среду при длительной эксплуатации в нормальном режиме.

Рассмотрены источники и основные результаты такого воздействия, в частности: динамика изменения мощности дозы гамма-излучения на промплощадках ЮУАЭС за 34 года наблюдений (1983–2017 гг.) и ЗАЭС за 29 лет (1984–2012 гг.); распределение годовых суммарных показателей радиоактивных выбросов в атмосферу и радиоактивных сбросов во внешние водоемы обеих АЭС за годы эксплуатации; динамика изменений средней объемной активности радионуклидов $^{137}$Cs и $^{90}$Sr в атмосферном воздухе на промплощадках АЭС в анализируемые периоды; изменения среднегодовых значений суммарной бета-активности атмосферных выпадений на промплощадках ЮУАЭС за период 1983–2017 гг. и ЗАЭС за период 1985–2012 гг.

Проведенный анализ показал, что значения среднегодовой мощности дозы гамма-излучения практически не меняются и даже на промплощадках ЮУАЭС и ЗАЭС в основном не превышают значений мощности дозы, измеренных до пуска первого блока каждой из станций. Исключением являются связанный с событиями на Чернобыльской АЭС 1986 г. и ближайшие послечернобыльские годы.

За период наблюдений значения показателя радиоактивных выбросов в атмосферу ЮУАЭС находились на уровне 0,12÷1,24 %, а ЗАЭС — 0,11÷2,37 % допустимых значений, что соответствует уровню нормальной эксплуатации.

Многолетние наблюдения за значениями удельной концентрации $^{137}$Cs и $^{90}$Sr в приземном слое атмосферного воздуха вблизи АЭС демонстрируют тенденцию к ее снижению из года в год (без учета влияния Чернобыльской АЭС). Объясняется это тем, что наблюдения фиксируют не только цезий и стронций, поступающий с АЭС, но и цезий и стронций глобального происхождения, на фоне которых чувствительность приборов не позволяет выделить радионуклиды, поступающие в атмосферу с работающих АЭС. Испытания ядерного оружия в атмосфере, проводившиеся в мире до 1980 г., привели к поступлению в стратосферу большого количества долгоживущих техногенных радионуклидов и их дальнейшему выпадению на земную поверхность в течение многих лет. Наблюдаемое уменьшение удельной концентрации $^{137}$Cs и $^{90}$Sr в приземном слое атмосферы связано с истощением его запасов в стратосфере.

В то же время значения объемной активности $^{137}$Cs и $^{90}$Sr в воздухе промплощадок ЮУАЭС и ЗАЭС значительно ниже допустимых.

Значения среднегодовой суммарной бета-активности атмосферных выпадений на промплощадках ЮУАЭС и ЗАЭС находятся практически на одном и том же уровне. То есть наблюдаемые радиоактивные выпадения из атмосферного воздуха обусловлены в основном глобальными выпадениями и лишь в незначительной степени выбросами АЭС.

Результаты наблюдений сравниваются с аналогичными данными, полученными до пуска в эксплуатацию каждой АЭС. На основании проведенного анализа сделан вывод, что работа ЮУАЭС и ЗАЭС практически не влияет на радиационную обстановку в районе расположения станций.

*Ключевые слова:* атомная электростанция, радиационное влияние, окружающая среда, выбросы, сбросы.

**G. M. Novosolov, A. M. Masko**

*SE "State Scientific Engineering Center of Control System and Emergency Response", 64/56, Heroiv Stalinhradu ave, Kyiv, 04213, Ukraine*

## On Radiation Impact of Zaporizhzhya NPP and South Ukraine NPP on the Environment

On the example of the work of two largest nuclear power plants in Ukraine – Zaporizhzhya NPP (ZNPP) and South Ukraine NPP (SUNPP) – the issues of the radiation impact of nuclear power plants on the environment during long-term normal operational conditions are considered.

The sources and main results of such impact are considered, in particular: the dynamics of changes in the gamma-radiation dose rate at the industrial sites of SUNPP for 34 years of observations (1983–2017) and ZNPP for the period

from 1984 to 2012; distribution of the total annual parameters of radioactive emissions in an atmosphere and radioactive discharges into the external water bodies of both NPPs for years of operation; dynamics of variations in the average volumetric activity of $^{137}$Cs and $^{90}$Sr radionuclides in atmospheric air at the NPP industrial sites during the analyzed periods; variations in the average annual values of the total beta-activity of atmospheric precipitation at the industrial sites of SUNPP for the period from 1983 to 2017 and for the ZNPP from 1985 to 2012.

Results of observation are compared to the similar data received before putting into operation each NPP.

The analysis showed that the values of the average annual dose rate of gamma-radiation remains virtually unchanged, and even at the industrial sites of SUNPP and ZNPP basically do not exceed the dose rate values measured before the first unit of each station was put into operation. The exceptions are the events associated with the events at the Chornobyl NPP in 1986 and the next post-Chornobyl years.

During the observation period, the values of the indicator of radioactive emissions into the atmosphere of SUNPP were at the level of 0.12÷1.24 %, and ZNPP — 0.11÷2.37 % of acceptable values, which corresponds to the level of normal operation.

Long-term observations of the specific concentrations of $^{137}$Cs and $^{90}$Sr in the surface layer of atmospheric air near nuclear power plants show a tendency to decrease from year to year (without taking into account the contribution from the Chornobyl nuclear power plant). This is explained by the fact that observations record not only cesium and strontium coming from nuclear power plants, but also cesium and strontium of global origin, against which the sensitivity of the instruments does not allow to isolate radionuclides released into the atmosphere from operating NPPs. Tests of nuclear weapons in the atmosphere, conducted in the world before 1980, led to the entry into the stratosphere of a large number of long-lived man-made radionuclides and their further fall to the earth's surface for many years. The observed decrease in the specific concentration of $^{137}$Cs and $^{90}$Sr in the surface layer of the atmosphere is associated with the depletion of its reserves in the stratosphere.

At the same time, the values of volumetric activity of $^{137}$Cs and $^{90}$Sr in the air at the industrial sites of SUNPP and ZNPP are much lower than permissible.

The average annual values of the total beta activity of atmospheric precipitation at the industrial sites of SUNPP and ZNPP are practically at the same level. That is, the observed radioactive fallout from the atmospheric air is mainly due to global deposition and only to a small extent by nuclear power plant emissions.

Based on the analysis it was concluded that the work of SUNPP and ZNPP practically does not affect the radiation situation near the stations.

*Keywords*: nuclear power plant, radiative forcing, environment, emissions, discharges.

**References**

1. *Report on environmental auditing of the SUNPP power units*. Ministry of Energy and Coal Mining of Ukraine, State Scientific Engineering Center of Control System and Emergency Response, Kyiv, 2012, 250 p. (in Ukr.)
2. *Report on environmental auditing of the ZNPP power units*. Ministry of Energy and Coal Mining of Ukraine, State Scientific Engineering Center of Control System and Emergency Response, Kyiv, 2015, 479 p. (in Ukr.)
3. *South Ukrainian NPP. Unit No. 3. Periodic reassessment safety report. Factor no. 14. Impact of the operation of the NPP on the environment.* Ministry of Energy and Coal Mining of Ukraine, State Scientific Engineering Center of Control System and Emergency Response, Kyiv, 2019, 158 p. (in Russ.)
4. *Energy Strategy of Ukraine for the period up to 2035 «Safety, Energy Efficiency, Competitiveness».* Approved by the CMU of 18.08.2017, no. 605-p., 66 p. (in Ukr.)
5. *Radiation situation around the South-Ukrainian NPP in the prelaunch period (measurement of zero background).* Report of the INR of the Academy of Sciences of the Ukrainian SSR, IBF, Ministry of Health of the USSR, Nikolaev OblSES, Kyiv, 1980. (in Russ.)
6. *Radiation situation in the Zaporizhzhya NPP location prior to its commissioning.* Report of the IBF of the USSR Ministry of Health, Moscow, 1983. (in Russ.)
7. 00.RB.XQ.Pr.04-12. *Permissible gas-aerosol release of Zaporizhya NPP (radiation hygiene regulations of the first group).* Approved by the Ministry of Health of Ukraine, letter no. 7.03-58/122/2673 of 30.01.2013, 8 p. (in Russ.)
8. 00.RB.XQ.Pr.05-12. *Permissible water discharge of Zaporizhya NPP (radiation hygiene regulations of the first group).* Approved by the Ministry of Health of Ukraine, letter no. 7.03-58/3048/13695 of 02.10.2012, 7 p. (in Russ.)
9. RG.0.0026.0159. *Permissible gas-aerosol release and permissible water discharges of radioactive substances into the environment of SE «South-Ukrainian NPP» (radiation and hygiene regulations of the first group).* Introduced by order of 02.01.2018, no. 13, 11 p. (in Russ.)
10. NRBU-97, DGN 6.6.1.-6.5.001-98. *Norms of radiation safety of Ukraine. State Hygiene Standards.* Approved by the decision of the Chief State Sanitary Doctor of Ukraine of 01.12.1997, no. 62, 127 p.

11. DSP 6.177-2005-09-02. *Basic sanitary rules of radiation safety of Ukraine OSSP.* Approved by the order of the Ministry of Health of Ukraine of 02.02.2005, no. 54, 120 p. (in Ukr.)
12. RG.0.0026.0120 *Regulations of radiation control of SE SUNPP of* 22.12.2015, 153 p. (in Russ.)
13. *SE "Zaporizhzhya NPP". Report on the periodic reassessment of the safety of power units no. 1.2 SE ZNPP. Safety Factor no. 14. Impact of operation on the environment. 21.12.59 OPSP.* 14. of 05.08.2013, 229 p. (in Russ.)

Надійшла 05.06.2019
Received 05.06.2019

УДК 621.039: 556.012 doi.org/10.31717/2311-8253.19.1.9

**А. А. Протасов[1], А. А. Немцов[2], А. Н. Масько[3]**

[1]*Институт гидробиологии НАН Украины, просп. Героев Сталинграда, 12, Киев, 04210, Украина*
[2]*ГП «Национальная энергогенерирующая компания "Енергоатом"», ул. Назаровская, 3, Киев, 01032, Украина*
[3]*ГП «Государственный научно-инженерный центр систем контроля и аварийного реагирования», просп. Героев Сталинграда, 64/56, Киев, 04213, Украина*

# Применение европейских принципов природоохранной деятельности в стандарте гидробиологического мониторинга водных техноэкосистем АЭС ГП «НАЭК "Энергоатом"»

*Ключевые слова:*
атомная электростанция,
водоем-охладитель,
гидробиологический мониторинг,
регламент,
стандарт предприятия,
техноэкосистема.

Рассмотрены вопросы имплементации политики и директивных документов Европейского союза (ЕС) в области водного хозяйства, охраны и оценки качества водной среды в аспекте применения принципов Водной рамочной директивы ЕС для организации гидробиологического мониторинга систем охлаждения и технического водоснабжения АЭС Украины. Изложены основные принципы и положения актуализированного стандарта ГП «Национальная атомная энергогенерирующая компания "Энергоатом"» в области охраны окружающей среды СОУ НАЭК 178:2019 «Порядок разработки регламента гидробиологического мониторинга водоема-охладителя, систем охлаждения и системы технического водоснабжения АЭС с реакторами типа ВВЭР».

## Вступление

Порядок эксплуатации водоемов-охладителей как водных объектов технического назначения, систем охлаждения и техводоснабжения регламентирован уже на этапах проектирования и строительства АЭС. Однако при этом не учитывается тот факт, что водоемы-охладители вместе с другими водными объектами представляют собой сложную гидроэкосистему, комплекс множества взаимосвязей между различными организмами и средой их обитания, включая техногенные элементы среды. В последние годы становится все более очевидной необходимость учёта биологических факторов, которые могут влиять на надежность эксплуатации энергоблоков АЭС, систем охлаждения конденсаторов турбин и систем технического водоснабжения. Кроме того, мировые тенденции развития оценочной базы при контроле окружающей среды все более смещаются в сторону био- и экоиндикации.

В существующих положениях об экологическом государственном мониторинге вод отсутствуют прямые указания относительно мониторинга водоемов, которые входят в системы охлаждения и техводоснабжения АЭС и других энергогенерирующих объектов [1]. Тем не менее, такая необходимость существует [2], и обусловлена она двумя факторами.

Первый состоит в том, что технические водные объекты никогда не представляют собой абсолютно замкнутые водоемы. Тем или иным образом они связаны с окружающими природными. Поэтому контроль этих связей в аспекте оценки воздействия на окружающую среду актуален. Второй аспект обусловлен тем, что сама система охлаждения фактически представляет собой техноэкосистему [10–11]. То есть экологические процессы оказывают непосредствен-

© А. А. Протасов, А. А. Немцов, А. Н. Масько, 2019

ное влияние на формирование качества воды, а также биологические помехи в работе оборудования.

При этом необходимо отметить, что имплементация европейских подходов в природоохранную деятельность в Украине значительно изменяет принципы оценок экологического состояния водных объектов, ориентируя их именно на биологические показатели.

Кардинально изменилась система экологических услуг, которые человек получает от гидроэкосистем [11]. Любые мероприятия по улучшению состояния или, наоборот, явления негативного влияния (так называемые антиуслуги, «disservices») должны иметь адекватные оценки.

Все водопользователи должны отдавать себе отчет в том, что они используют воду как ресурс не из какого-то гипотетического стерильного сосуда, а из водных объектов, которые представляют собой функционирующие экосистемы. Вода необходимого качества — продукт деятельности экосистемы. Также биопомехи и вода низкого качества должна рассматриваться как антиуслуга экосистем.

В данной работе авторы ставили своей *целью* ознакомить специалистов энергетической отрасли с новыми принципами экологического мониторинга (частью которого является гидробиологический мониторинг), которые вытекают из необходимости имплементации положений водной политики Европейского союза (ЕС).

## Принципиальные положения водной рамочной директивы ЕС

Водная рамочная директива ЕС (ВРД) [3, 11] регламентирует достаточно жесткое разделение водных объектов на природные, сильно измененные и искусственные. Дальнейшая оценка требует установления экологического статуса для первых и экологического потенциала для двух других. Потенциал можно понимать как определенную систему характеристик измененной или искусственной водной экосистемы, а оценку потенциала проводить путем сравнения с приемлемыми (характерными) для данной экосистемы условиями. Однако степень антропогенного воздействия имеет градиентную природу [8], поэтому четкое выделение этих групп на практике весьма сложно. Все водоёмы-охладители АЭС Украины представляют собой искусственные и технические водные объекты. Для них, согласно положениям ВРД, необходимо использование понятия экологического потенциала.

## Компаративный подход при оценке экологического состояния вод

Определение (status) природных водных объектов, согласно ВРД, проводится компаративным методом, т. е. путем сравнения реального состояния с некоторыми, принятыми за эталонные, так называемыми референсными условиями (reference conditions) [3].

Определенным парадоксом ВРД является то, что при разделении водных объектов по критерию отсутствия или присутствия антропогенного воздействия, процедура оценки экологического состояния измененных и искусственных водных объектов предполагает сравнение их с одним из «наиболее сходных типов водных природных объектов» [3]. Само по себе выделение сильно измененных, а тем более искусственных водных объектов как раз и предполагает их существенное отличие от естественных, ненарушенных, поэтому сравнение с естественными «подобными» совершенно неприемлемо.

Компаративный принцип, т. е. сравнение реальной ситуации с некоторым выбранным эталоном представляется наиболее приемлемым для практических целей. Предлагалось использовать характеристики «типичных условий» [4]. Как было отмечено в [8], для антропогенных водных объектов в качестве таких эталонов сравнения целесообразно использовать проектные материалы данного объекта. Однако в большинстве случаев в проектных материалах речь идет о технических, а не об экологических условиях. Для последних приводятся обычно только общие положения. Более того, крайне редко проводится анализ биотических воздействий на стабильность, надежность и безаварийность работы технических систем. Чаще всего возникающие биологические помехи в работе оборудования выявляются уже в процессе эксплуатации. Таким образом, комплекс тех условий, которые могут рассматриваться как эталонные для сравнений, может быть более надежно сформирован уже исходя из эксплуатационного опыта технических систем.

## Принцип блочности показателей качества вод

Выбор показателей состояния должен соответствовать определенной системе. Один из вариантов организации такой системы — выделение определенных блоков. ВРД предлагает выделение трех блоков показателей: биологические, гидроморфологичекие,

физико-химические элементы качества. Далее выделяются подблоки, или блоки второго порядка. В биологическом — это показатели, связанные с водными растениями, донными беспозвоночными, рыбами. Для гидрологического блока — динамика водных масс, связь с подземными водами. Для морфологического — размеры водотока или водоема, колебания глубин, характеристика донного субстрата, характер прибрежной зоны. Для физико-химического блока — температурный режим, насыщение воды кислородом, минерализация, содержание органических и биогенных веществ.

**Комплексность экологических оценок вод**

Современные принципы оценок экологического состояния строятся на комплексном подходе. Это, с одной стороны, повышает надежность оценок, но с другой — существенно усложняет процедуру. Поскольку корректное сравнение показателей из разных блоков с разными размерностями невозможно, выходом может быть сравнение классов и категорий, в которые входят те или иные показатели [4, 5]. Категории и классы представляют собой условные дискретности, поскольку значения показателей представляют собой непрерывный ряд, поэтому можно пользоваться сравнением между выделенными градациями, частями непрерывного градиента — градами [9].

**Принципы организации мониторинга техноэкосистем АЭС**

В настоящее время в основе экологической оценки воздействия АЭС на окружающую среду (в аспекте влияния нерадиационных факторов) лежит сбор и обработка гидрохимических данных и сравнение их с предельно допустимыми концентрациями (ПДК) или ориентировочно допустимыми уровнями.

Подход, предлагаемый в стандарте СОУ НАЭК 178:2019 [7] (далее — стандарт), существенно иной. Гидрохимические показатели ограничены такими, которые характеризуют условия обитания гидробионтов. Кроме того, возможно включение специфических гидрохимических показателей, которые могут быть важными в аспекте надежной работы технических систем либо в аспекте охраны окружающей среды — например, показатели pH или соединений кальция, которые могут участвовать в процессах отложения минеральных веществ на теплообменных поверхностях, токсичных веществ. В основе оценок, предлагаемых в данном стандарте, лежит компаративный подход с учетом принципов ВРД. Сравнение осуществляется с комплексом экологически и технически приемлемых для данного объекта условий.

**Общие положения СОУ НАЭК 178:2019**

Гидробиологический мониторинг проводится с целью получения информации об экологическом состоянии (экологическом потенциале) водоема-охладителя, систем охлаждения и системы технического водоснабжения АЭС, а также контроля гидробиологических факторов снижения надежности работы оборудования АЭС. Для контроля возможного воздействия техноэкосистемы АЭС необходимо проведение мониторинга состояния экосистем фоновых водных объектов. Фоновый водный объект — это водоем или водоток, расположенный на прилегающей к АЭС территории (как правило, в 30-км зоне АЭС), связанный с водными источниками техноэкосистемы, который может иметь природоохранный статус или определенную ценность в другом отношении, в частности, как тестовый водный объект для определения и оценки влияния АЭС на окружающую среду.

Приложение V ВРД ЕС [3] устанавливает три типа мониторинга поверхностных вод: контрольный, оперативный и исследовательский. Такой перечень установлен и для государственного мониторинга поверхностных природных вод Украины.

Учитывая особенности техноэкосистем и их гидробиологического мониторинга, с учетом принципов ВРД, но с дополнениями, предложено четыре типа гидробиологического мониторинга: *текущий* (соответствует оперативному в ВРД), *экстремальный* (частично соответствует контрольному и оперативному), *развернутый* (соответствует исследовательскому), *фоновый* (не имеет аналога). Гидробиологический мониторинг проводится во взаимосвязи и взаимодействии с экологическим (гидрохимическим) мониторингом, осуществляемым соответствующими службами АЭС, а также с государственным мониторингом поверхностных вод.

Еще раз следует подчеркнуть двойственный характер задач гидробиологического мониторинга. Его задачи, направленные на *предотвращение биологических помех*, могут быть сформулированы по трем направлениям: контроль развития опасных организмов в системах водоснабжения с целью своевременного

проведения мероприятий по устранению вызванных ими биологических помех, контроль эффективности этих мероприятий, контроль за появлением новых возможных агентов биологических помех, контроль экологического состояния фоновых водоемов, и в первую очередь факторов, способствующих формированию биологических помех (например, появление в них опасных видов-вселенцев).

Задачи гидробиологического мониторинга, направленного на *контроль и предупреждение негативного воздействия техноэкосистем АЭС* на окружающую среду, окружающие природные и антропогенные водные экосистемы могут быть сформулированы по следующим направлениям: контроль возможных негативных изменений в фоновых водных объектах, вызванных функционированием АЭС и водной техноэкосистемы, контроль опосредованного влияния факторов, связанных с функционированием АЭС (рост антропогенной нагрузки, использование биологических ресурсов и т.д.).

Выделение нескольких типов мониторинга (текущий, экстремальный и развернутый) обусловлено различиями в периодичности и «глубине» исследования. Первый тип мониторинга проводится постоянно в соответствии с регламентом и необходим для получения оперативной информации о состоянии водной части техноэкосистемы АЭС, уровне биологических помех. Введение режима экстремального мониторинга определяется резким возрастанием биопомех, существенным изменением условий среды и значительным возрастанием техногенной нагрузки. Развернутый мониторинг проводится с периодичностью в несколько лет с привлечением (при необходимости) специалистов экологического и гидробиологического профиля. В его задачи входит более подробное обследование необходимых участков техноэкосистемы для уточнения оценок экологического состояния, а также корректировок регламента текущего мониторинга.

### Особенности выбора объектов, точек и периодичности наблюдений

Одним из важных разделов регламента, как и организации мониторинга вообще, является выбор пунктов наблюдений, измерений и отбора гидробиологических проб. Общая концепция выбора точек контроля гидробиологических показателей определяется в соответствии с целями и задачами мониторинга в условиях конкретной АЭС. Место расположения и количество точек контроля в водоеме-охладителе, в фоновых водных объектах устанавливают с учетом особенностей водного и температурного режимов, морфометрических, гидрологических характеристик водных объектов, характера грунтов, наличия биологических объектов (высших водных растений, дрейссен т.д.). В системах охлаждения и технического водоснабжения места контроля определяются конструктивными особенностями и доступностью для периодического контроля. Водотоки (подводящие, отводящие каналы) могут быть выделены в отдельные объекты для наблюдения.

### Взаимодействие подразделений АЭС при проведении мониторинга

Функции контроля нормативов охраны окружающей среды на АЭС выполняют специальные подразделения. Следует обратить внимание на то, что стандарт расширяет область их деятельности. Их задача — не только выявление возможных или реальных воздействий АЭС и всей техноэкосистемы на окружающую среду, но и выявление предпосылок биологических помех. Здесь важно подчеркнуть, что успешное решение проблемы контроля биологических помех может быть только при взаимодействии подразделений, ответственных за те или иные участки техноэкосистемы, системы водоснабжения и охлаждения. Обнаружение, фиксация в соответствующих протоколах, контроль эффективности мероприятий по устранению биопомех, вызываемых гидробионтами, должен быть вменен в обязанности всех подразделений, имеющих отношение к водоснабжению и водопользованию.

И, наконец, один из важных вопросов связан с *оценкой экологического состояния* водных объектов и всей водной части техноэкосистемы. В ВРД отсутствуют четкие указания относительно способов оценок, однако конструктивным следует считать общий принцип, который основан на сравнении данных оцениваемых условий с определенным эталоном. Для природных водных объектов (рек, озер) предлагается сравнение с так называемыми референсными условиями, в качестве которых чаще всего рассматриваются такие, которые были в данной экосистеме в период до антропогенного влияния. Поскольку для искусственных и сильноизмененных водных объектов такие условия отсутствуют, то предлагается в качестве «эталона» сравнения разрабатывать комплекс экологически и технически приемлемых усло-

вий (ЭТПУ) [9]. Набор показателей и их приемлемые значения принимаются исходя из принципа желательности или принципа характерных для данного водного объекта условий. Не исключено, что такие нормативы целесообразно устанавливать и для отдельных массивов вод (в терминологии ВРД — «water bodies»), например в крупных водохранилищах, системах охлаждения — водоеме-охладителе и каналах. Не исключена целесообразность установления таких нормативов, приемлемых значений показателей и для отдельных сезонов, разных режимов эксплуатации техноэкосистем. В стандарте описана довольно простая процедура сравнения и получения числовых значений показателей, позволяющих выполнить достаточно строгую оценку экологического потенциала.

Важно то, что введение стандарта дает возможность оперативно получать интегральную оценку эколого-технического состояния водного объекта (отдельного участка) и всей водной части техноэкосистемы.

## Заключение

Разработанный стандарт СОУ НАЭК 178:2019 [7] является первым в Украине стандартом, учитывающим принципы европейских подходов в природоохранной деятельности на предприятиях, в частности на объектах атомной энергетики. Практически полностью он может быть применен и для объектов тепловой энергетики. С определенными корректировками принципы оценки экологического состояния (экологического потенциала) могут быть использованы и в экологическом мониторинге объектов гидроэнергетики.

Особенностью мониторинга, согласно требованиям стандарта, является комплексность общей его направленности: выявление как возможных или реальных негативных воздействий техноэкосистемы АЭС на окружающую среду и фоновые гидроэкосистемы, так и выявление обратного влияния гидробиологических факторов на надежность работы оборудования систем охлаждения и техводоснабжения.

Комплексность подхода определяется также и тем, что в мониторинге в той или иной мере должны быть задействованы все подразделения и службы АЭС, имеющие отношение к водопользованию. В стандарте заложен также и принцип совершенствования, оптимизации мониторинга, в частности в процессе развернутого мониторинга уточняются те или иные показатели и при необходимости могут вводиться новые.

## Список использованной литературы


1. Постанова Кабінету Міністрів України «Про затвердження Порядку здійснення державного моніторингу вод» від 19.09.2018 № 758 // Офіційний вісник України. — 2018. — № 76. — С. 84. — Режим доступу: https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/758-2018-п.
2. Узунов Й. И. Концепция экосистемных услуг в приложении к водным техноэкосистемам / Й. И. Узунов, А. А. Протасов // Гидробиол. журн. — 2018. — Т. 54. — № 5. — С. 3–19.
3. Водна рамкова директива ЄС 2000/60/ЕС: Основні терміни та їх визначення / пер. з англ. В. Лозанського. — Київ, 2006. — 240 с.
4. Жукинський В. М. Використання методів гідроекологічних досліджень при комплексній оцінці стану поверхневих вод / В. М. Жукинський // Методи гідроекологічних досліджень поверхневих вод / О. М. Арсан та ін. — Київ : ЛОГОС, 2006. — С. 376–400.
5. Романенко В. Д. Методика екологічної оцінки якості поверхневих вод за відповідними категоріями / В. Д. Романенко, В. М. Жукінський, О. П. Оксіюк та ін. — Київ : Символ-Т, 1998. — 28 с.
6. Оксиюк О. П. Экологические нормативы качества воды для Шацких озер / О. П. Оксиюк // Гидробиол. журн. — 1999. — Т. 35. — № 5. — С. 74–86.
7. СОУ НАЕК 178:2019. Охорона довкілля. Порядок розробки регламенту гідробіологічного моніторингу водойми-охолоджувача, систем охолодження і системи технічного водопостачання АЕС з реакторами типу ВВЕР. Методичні вказівки / ДП НАЕК «Енергоатом». — Київ, 2019. —75 с.
8. Протасов А. А. Некоторые пути применения и оптимизации подходов Водной Рамочной Директивы ЕС в связи с оценками экологического состояния техноэкосистем // Гидробиол. журн. — 2017. — Т. 53. — № 5. — С. 56–73.
9. Пат. 128455 UA, МПК G01N33/18 (2006.01). Спосіб оцінки екологічного стану (потенціалу) значно змінених та штучних водних об'єктів, водних техноекосистем на основі порівняння з комплексом екологічно та технічно прийнятних умов / О. О. Протасов; власник патенту Інститут гідробіології НАН України. — № u201711039; заявл. 13.11.17; опубл. 25.09.18., Бюл. № 18. — 9 с.
10. Техно-экосистема АЭС. Гидробиологии, абиотические факторы, экологические оценки / Под ред. А. А. Протасова. — Киев, 2011. — 234 с.
11. Afanasyev S. O. Problems and Progress of Investigations

of Hydroecosystems' Ecological State in View of Implementation of EU Environmental Directives in Ukraine / S. O. Afanasyev // Hydrobiol. J. — 2019. — Vol. 55. — No. 2. — P. 3–17.

12. Directive 2000/60/EC of the European Parliament and of the Council establishing a framework for the Community action in the field of water policy / The European Parliament and the Council of the European Union // Official Journal of the European Communities. — L. 327. — P. 1–73. — Available at: https://eur-lex.europa.eu/resource.html?uri=cellar:5c835afb-2ec6–4577-bdf8–756d3d694eeb.0004.02/DOC_1&format=PDF.

**О. О. Протасов[1], О. А. Немцов[2], О. М. Масько[3]**

*[1]Інститут гідробіології НАН України, просп. Героїв Сталинграда, 12, Киев, 04210, Україна*
*[2]ДП «Національна енергогенеруюча компанія "Енергоатом"», вул. Назарівська, 3, Киев, 01032, Україна*
*[3]ДП «Державний науково-інженерний центр систем контролю та аварійного реагування», просп. Героїв Сталінграда, 64/56, Київ, 04213, Україна*

**Застосування європейських принципів природоохоронної діяльності в стандарті гідробіологічного моніторингу водних техноекосістем АЕС ДП «НАЕК "Енергоатом"»**

Розглянуто питання імплементації принципів і директивних документів Європейського союзу (ЄС) у галузі водного господарства, охорони та оцінки якості водного середовища в аспекті застосування Водної рамкової директиви ЄС для організації гідробіологічного моніторингу систем охолодження і технічного водопостачання АЕС України. Викладено основні принципи та положення актуалізованого стандарту ДП «Національна атомна енергогенеруюча компанія "Енергоатом"» у галузі охорони навколишнього середовища СОУ НАЕК 178:2019 «Порядок розробки регламенту гідробіологічного моніторингу водойми-охолоджувача, систем охолодження і системи технічного водопостачання АЕС з реакторами типу ВВЕР».

*Ключові слова:* атомна електростанція, водойма-охолоджувач, гідробіологічний моніторинг, регламент, стандарт підприємства, техноекосистема.

**O. O. Protasov[1], O. A. Nemtsov[2], O. M. Masko[3]**

*[1]Institute of Hydrobiology of NAS of Ukraine, 12, Heroiv Stalinhradu av., Kyiv, 04210, Ukraine*
*[2]SE "National Nuclear Power Generation Company 'Energoatom'", 3, Nazarivska st., Kyiv, 01032, Ukraine*
*[3]SE "State Scientific Engineering Center of Control System and Emergency Response", 64/56, Heroiv Stalinhradu av., Kyiv, 04213, Ukraine*

**Application of European Principles of Environmental Protection Activities in the Standard of Hydrobiological Monitoring of Water Techno-Ecosystem NPP SE "NNEGC 'Energoatom'"**

The article deals with the implementation of the principles and guidelines of the EU in the field of water management, protection and assessment of the aquatic environment quality in aspect of applying the EU Water Framework Directive 2000/60, and for organization of hydrobiological monitoring of cooling systems and technical water supply of Ukrainian nucler power plants (NPPs).

Currently, Ukraine has adopted new state documents that regulate the procedure for conducting the state water monitoring. However, as in the Water Framework Directive, the documents focus on the monitoring of natural water bodies (rivers and lakes).

The cooling ponds of Ukrainian NPPs are artificial water bodies, and have each unique operating mode and design features. They are located in different climatic zones. Therefore, environmental and hydrobiological monitoring should be carried out taking into account these features. The existing principles of surface water monitoring do not take into account the need to control both the influence of anthropogenic factors on the environment, and also the reverse influence of biotic factors on the reliability of operation of NPP technical systems. The Water Framework Directive suggests for assessments to use a comparative analysis of ecosystems of artificial water bodies with "similar" or close to them in nature. However, for cooling ponds there are no analogues in nature, therefore, it is necessary to search the adequate approaches to assess the ecological state (ecological potential) of these water bodies. And in a broader aspect, an assessment of the whole water techno-ecosystem is necessary.

The article outlines the basic principles and provisions of the new standard of SE "NNEGC 'Energoatom'" in the field of environmental protection SOU NAEK

178:2019 "Procedure of hydrobiological monitoring developing for a cooling ponds, cooling systems and water supply system of NPPs with VVER-type reactors". When creating the Standard, the developers took into account the necessity of using hydrobiological indicators in monitoring and assessment, as required by the Water Framework Directive. On the other hand, this document takes into account the peculiarities of nuclear techno-ecosystems of NPPs. Hydrobiological monitoring of NPP techno-ecosystems is aimed two main tasks: to identify probable and real causes of biological disturbances in the operation of NPP water supply systems and as well as to identify the factors which lead to negative impact of technical ecosustems on the surrounding hydro ecosystems due to non-radiation exposure.

*Keywords:* nuclear power plant, cooling pond, hydrobiological monitoring, procedure, standard of enterprise, techno-ecosystem.

**References**

1. Resolution of the Cabinet of Ministers of Ukraine "On Approval of the Procedure for the Implementation of State Water Monitoring" dated 19.09.2018 no. 758. *Ofitsiinyi visnyk Ukrainy* [Official Bulletin of Ukraine], no. 76, p. 84. (in Ukr.)
2. Uzunov Y. I., Protasov A. A. (2018). Kontseptsiya ekosistemnykh uslug v prilozhenii k vodnym tekhnoekosistemam [Concept of Ecosystem Services in the Application in Aquatic Ecosystems]. *Hidrobiolohichnyi zhurnal* [Hydrobiological Journal], vol. 54, no. 5, pp. 3–19. (in Russ.)
3. Vodna ramkova dyrektyva JeS2000/60/ES: Osnovni terminy ta jikh vyznachennja [EU Water Framework Directive 2000/60/EC Definitions of Main Terms]. Translated by V. Lozanskyi. Kyiv, 2006, 240 p. (in Ukr.)
4. Zhukynskyi V. M. (2006). *Vykorystannja metodiv hidroekolohichnykh doslidzhen pry kompleksnii ocinci stanu poverkhnevykh vod* [Use of methods of hydroecological research in the complex assessment of the state of surface water]. In: Arsan O. M., Davydov O. A., Shcherbak V. I. Metody ghidroekologhichnykh doslidzhenj poverkhnevykh vod. Kyiv: LOGOS, pp. 376–400. (in Ukr.)
5. Romanenko V. D., Zhukynskyi V. M., Oksiyuk O. P., Yatsyk A. V., Cherniavska A. P. (1998). *Metodyka ekolohichnoi otsinky yakosti poverkhnevykh vod za vidpovidnymy katehoriiamy* [Methodology of ecological assessment of surface water quality by appropriate categories]. Kyiv: Symvol-T, 28 p. (in Ukr.)
6. Oksiyuk O. P. (1999). Ekologicheskie normativy kachestva vody dlya Shatskikh ozer [Ecological standards of water quality for the Shatsky Lakes]. *Hidrobiolohichnyi zhurnal* [Hydrobiological Journal], vol. 35, no. 5, pp. 74–86. (in Russ.)
7. SOU NAEK 178:2019. *Environment protection. Procedure for the development of the rules of hydrobiological monitoring of the reservoir-cooler, cooling systems and the system of technical water supply of the NPP with VVER type reactors. Methodical instructions*. Kyiv, SE "NNEGC 'Energoatom'", 2019, 75 p. (in Ukr.)
8. Protasov O. O. (2017). Nekotorye puti primeneniya i optimizatsii podkhodov Vodnoy Ramochnoy Direktivy YeS v svyazi s otsenkami ekologicheskogo sostoyaniya tekhnoekosistem [Some ways of applying and optimizing the approaches of the EU Water Framework Directive in connection with assessments of the ecological state of techno-ecosystems]. *Hidrobiolohichnyi zhurnal* [Hydrobiological Journal], vol. 53, no. 5, pp. 56–73. (in Russ.)
9. Protasov O. O. (2017). *Sposib otsinky ekolohichnoho stanu (potentsialu) znachno zminenykh ta shtuchnykh vodnykh obiektiv, vodnykh tekhnoekosystem na osnovi porivniannia z kompleksom ekolohichno ta tekhnichno pryiniatnykh umov* [Method of assessing the ecological status (potential) of significantly changed and artificial water objects, water technoecosystems on the basis of comparison with a complex of ecologically and technically acceptable conditions]. Patent UA, no. 128455, u201711039, 9 p. (in Ukr.)
10. Protasov O. O. (ed.) (2011). *Tekhno-ekosistema AES. Gidrobiologii, abioticheskie faktory, ekologicheskie otsenki* [Techno-ecosystem of NPP. Hydrobiology, abiotic factors, environmental assessments]. Kyiv, 234 p. (in Russ.)
11. Afanasyev S. O. (2019). Problems and Progress of Investigations of Hydroecosystems' Ecological State in View of Implementation of EU Environmental Directives in Ukraine. *Hidrobiolohichnyi zhurnal* [Hydrobiological Journal], vol. 55, no. 2, pp. 3–17.
12. The European Parliament and the Council of the European Union (2000). Directive 2000/60/EC of the European Parliament and of the Council establishing a framework for the Community action in the field of water policy. Official Journal of the European Communities, L. 327, pp. 1–73.

Надійшла 03.05.2019
Received 03.05.2019

УДК 621.039.58:331.101.3:372.862 doi.org/10.31717/2311-8253.19.1.10

**С. В. Барбашев, В. С. Киров, Я. О. Комарова, В. П. Кравченко**

*Одесский национальный политехнический университет, просп. Шевченка, 1, Одесса, 65044, Украина*

# Формирование культуры безопасности у студентов атомных специальностей в вузах Украины

*Ключевые слова:*
атомная энергетика,
безопасность,
культура безопасности,
подготовка кадров в вузах.

В настоящее время в атомной энергетике концепция культуры безопасности (КБ) входит в число неотъемлемых элементов, которые лежат в основе системы управления безопасностью. Отражением эффективности КБ при эксплуатации атомных электростанций (АЭС) являются показатели безопасности.

Показано, что эксплуатационные показатели работы АЭС Украины, такие как количество учетных нарушений, коэффициент использования установленной мощности, коэффициент несения номинальной электрической нагрузки, которыми оценивается состояние безопасности и КБ, находятся ниже среднемирового уровня.

Одной из причин, влияющих на снижение уровня КБ на АЭС, является недостаточная подготовка персонала, поэтому её надо начинать уже в вузах, готовящих будущих специалистов атомной отрасли. Авторы считают, что освоение принципов КБ в вузах должно стать частью общего современного процесса обеспечения и управления безопасностью в соответствии с руководствами по безопасности международных организаций. Кроме того, это повысит эффективность результатов выполнения соответствующих программ ГП «НАЭК “Энергоатом”».

Для этого предлагается включить в учебные планы вузов, осуществляющих подготовку специалистов для атомной отрасли, дисциплину «Культура безопасности в ядерной энергетике». Её изучение поможет формированию у студентов — будущих работников АЭС — мышления, которое базируется на концепции КБ, направленной на безусловное соблюдение требований безопасности.

## Введение

В настоящее время безопасность в атомной энергетике невозможно представить без обеспечения высокой культуры безопасности (КБ), которая в документах Международного агентства по атомной энергии (МАГАТЭ) INSAG-4, -13, -15 [1–3] определена как фундаментальный управленческий принцип безопасности атомных электростанций (АЭС).

Овладение КБ предполагает приобретение персоналом АЭС устойчивых навыков предварительного продумывания и глубокого анализа производимых действий, умения всесторонне оценивать сложившуюся ситуацию, способности пересматривать собственные позиции и убеждения в свете новой информации, непрерывно и непредвзято мыслить, выносить суждения, взвешенно принимать решения.

## Показатели безопасности украинских АЭС

В соответствии с INSAG-4 [1] отражением эффективности КБ при эксплуатации АЭС являются показатели безопасности. Поэтому в методике ГП «НАЭК “Энергоатом”» оценки состояния КБ [4], наряду с дру-

© С. В. Барбашев, В. С. Киров, Я. О. Комарова, В. П. Кравченко, 2019

гими, используются показатели нарушений и отклонений в работе АЭС, а также эксплуатационные показатели работы станции.

Количество нарушений в работе АЭС Украины остается большим, чем количество на зарубежных АЭС, которое из года в год уменьшается (рис. 1), тогда как у нас на протяжении последних пяти лет оно увеличилось почти в два раза (рис. 2).

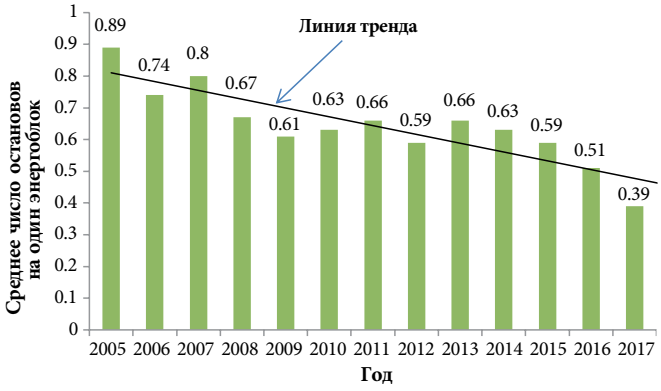



Рис. 1. Средний показатель аварийных остановов АЭС в мире: число остановов в автоматическом и в ручном режиме за 7 000 часов работы установки [5]

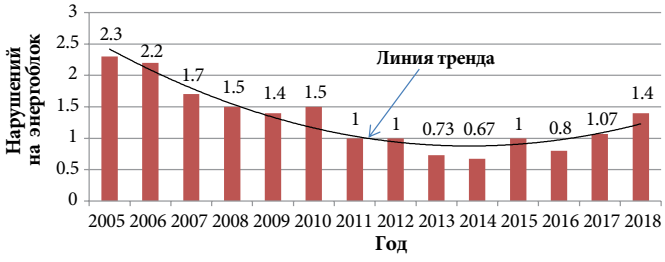



Рис. 2. Количество учетных нарушений в работе АЭС Украины на один блок за 2005–2018 гг. (гистограмма составлена авторами на основании данных отчета [6])

Нарушения ведут к снижению эксплуатационных показателей работы АЭС, к которым относятся коэффициент использования установленной мощности (КИУМ) и коэффициент несения номинальной электрической нагрузки.

Важность этих показателей заключается в том, что они характеризуют эффективность работы АЭС в целом, включая не только её технологическое совершенство, но и квалифицированность персонала, организацию работы руководством станции, а также организацию всей отрасли на государственном уровне и многие другие факторы.

К сожалению, средний КИУМ АЭС Украины снижается с 2007 г. В 2018 г. он составил 69,6 % (рис. 3), тогда как среднемировой уровень превышает 80 %. К примеру, в 2017 г. показатель мирового среднего КИУМ составил 81,1 %, сохраняя высокие уровни, достигнутые за последние 20 лет. В ряде стран, в частности в США, он превышает 90 %.

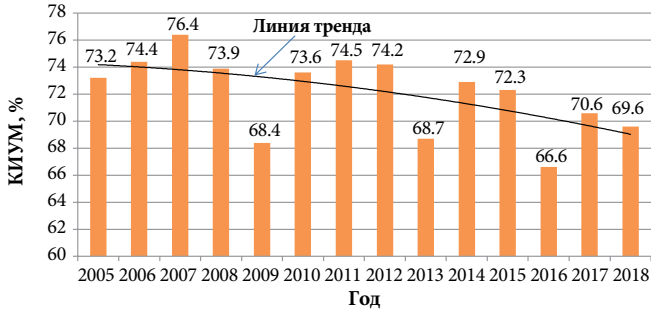



Рис. 3. Средние значения КИУМ для АЭС Украины за 2005–2018 гг. (гистограмма составлена авторами на основании данных отчета [6])

Сказанное выше относится и к средним значениям коэффициента несения номинальной электрической нагрузки АЭС Украины, который также имеет тенденцию к уменьшению (рис. 4).

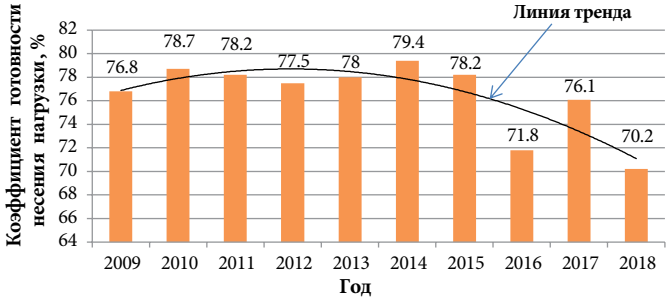



Рис. 4. Средние значения коэффициента несения номинальной электрической нагрузки АЭС Украины за 2009–2018 гг. (гистограмма составлена авторами на основании данных отчета [6])

Еще раз следует подчеркнуть, что показатели надежности, эффективности и безопасности работы отдельного оборудования и всей станции в целом определяют состояние КБ на АЭС. Приведенные выше данные свидетельствуют о том, что уровень КБ на украинских АЭС отстает от среднемирового.

Аналогичные результаты показал анализ количественной оценки КБ на АЭС Украины в 2017–2018 гг., выполненный ГП «НАЭК “Энергоатом”» по методике [4] и определивший состояние КБ на АЭС как удовлетворительное.

**Человеческий фактор и безопасность**

Огромное значение в обеспечении надежности работы оборудования, систем АЭС и в целом её безопасности имеет человеческий фактор.

В документах МАГАТЭ подчеркивается, что безопасность АЭС зависит от безошибочной работы персонала в такой же степени, как и от надежности оборудования. Анализ показывает, что до 25 % остановов блоков АЭС могло быть предотвращено соответствующими действиями операторов. По оценкам исследователей, 15–20 % случаев отказов оборудования обусловлены ошибками персонала, т.е. влиянием человеческого фактора. Как показывает опыт, хорошо подготовленный персонал способствует повышению КИУМ не менее чем на 1 %. А рабочие, прошедшие специальные тренировки, при ремонте оборудования АЭС получают облучение на 40–50 % меньше, чем нетренированный персонал [7].

Исходя из сказанного выше, можно предположить, что одной из причин, влияющих на снижение уровня КБ на АЭС, является недостаточная подготовка персонала.

Например, при оценивании состояния КБ в ГП «НАЭК “Энергоатом”» в 2017–2018 гг. по направлению деятельности «Подготовка персонала» было выявлено значительное количество несоответствий и малое число положительных практик, что, в частности, обусловило недостаточно высокий уровень КБ в компании.

На предприятиях, входящих в состав ГП «НАЭК “Энергоатом”», в том числе на АЭС, делается многое для того, чтобы персонал был максимально компетентным для исполнения своих обязанностей, но, на наш взгляд, этого недостаточно.

**Подготовка кадров**

Сейчас потребность в кадрах для атомной отрасли Украины и требования к уровню их профессиональной подготовки очень высоки. Это ставит перед вузами, готовящими специалистов-атомщиков, задачи максимально возможного приближения личностных качеств выпускников к таким, которые определены политикой ГП «НАЭК “Энергоатом”» в области безопасности для сотрудников предприятий компании. Перед специалистами ставится цель обладать личностными качествами, которые гарантируют, что высшим приоритетом в их профессиональной деятельности и поведении будут являться вопросы безопасности. В соответствии с документом МАГАТЭ INSAG-4 [1] такой набор качеств определяется как «Культура безопасности». Отсюда следует, что уже при подготовке будущих специалистов по атомной энергетике в вузах особое внимание необходимо уделять формированию у студентов мышления, которое базируется на концепции, направленной на безусловное соблюдение требований безопасности.

Основным итогом работы вуза по формированию КБ у студентов должно быть формирование соответствующих компетенций, которые необходимо иметь персоналу АЭС, и отражать не только особенности деятельности специалистов, но и уровень их приверженности КБ.

К числу ключевых компетенций можно отнести:

1. Достижения и действия в области безопасности: ориентация на достижения в сфере безопасности; стремление к определенности в вопросах КБ; инициативные действия, способствующие улучшению КБ.
2. Межличностные отношения: построение отношений в коллективе; понимание окружающих; воздействие на окружающих с целью развития КБ; организаторские способности.
3. Управление персоналом: директивность в области развития КБ; работа в команде; лидерство в команде.
4. Когнитивные компетенции: аналитическое мышление; системное мышление; экспертные знания в области КБ.
5. Личностная эффективность: уверенность в себе; самоконтроль и саморегуляция; гибкость мышления; преданность КБ.

Многие из перечисленных выше базовых качеств, определяющих компетенции персонала АЭС, входят в перечень общекультурных и профессиональных компетенций, приобретаемых в вузе, поэтому необходимо соотнести их с дисциплинами, на которых они должны формироваться, с содержанием обучения и направлениями формирования компетенций. Все это требует серьезной коррекции целей и задач образования, средств обучения, содержания учебного процесса, уровня компетентности профессорско-преподавательского состава, внедрения обучающих технологий, формирующих более глубокие и разносторонние компетенции будущих специалистов.

Таким образом, важнейшим требованием к образовательным организациям, осуществляющим под-

готовку специалистов для атомной отрасли, является ориентация образовательной деятельности не только на формирование у студентов универсальных и профессиональных знаний и компетенций, но и отношения к будущей профессиональной деятельности, построенного на принятых в отрасли корпоративных ценностях [8].

В процессе учебы перед будущими атомщиками встает трудная задача: необходимо не просто накопить знания по выбранной специальности, но и выработать подходы к будущей профессиональной деятельности, основанные на приоритете безопасности. Решению этой задачи должна помочь дисциплина «Культура безопасности», которую, по нашему мнению, необходимо ввести в учебные планы всех вузов, которые готовят специалистов по направлениям атомной энергетики.

Рассмотрим, как обстоят дела с обучением основам КБ в образовательных учреждениях Украины.

Основными вузами, которые уже многие годы готовят инженеров-атомщиков для атомной энергетики Украины, являются Одесский национальный политехнический университет (ОНПУ), в настоящее время базовый, и Национальный технический университет Украины «Киевский политехнический институт имени Игоря Сикорского» (НТУУ «КПИ имени Игоря Сикорского»).

С 2014 г. к подготовке специалистов по атомной энергетике подключились Национальный университет «Львовская политехника» и Винницкий национальный технический университет.

С 2009 учебного года на кафедре АЭС и инженерной теплофизики НТУУ «КПИ имени Игоря Сикорского» для студентов-атомщиков была введена дисциплина «Культура безопасности на ядерных объектах Украины». Преподавателями кафедры был разработан и совместно с ГП «НАЭК “Энергоатом”» издан учебник для студентов технических вузов «Культура безопасности в ядерной энергетике» [9].

На кафедре АЭС ОНПУ для студентов, обучающихся по специальности «Атомная энергетика», в программу дисциплин «Безопасность и надежность АЭС» и «Атомные электрические станции» входит раздел «Культура безопасности на АЭС», а с 2017 г. введена дисциплина «Культура безопасности на АЭС» и включена в новые учебные планы подготовки бакалавров как отдельная дисциплина, преподавание которой начнется в 2019 г.

В остальных вузах Украины, в которых ведется подготовка кадров для атомной энергетики, ни курса по КБ, ни соответствующего раздела в учебных программах пока не существует.

Для справки: во всех вузах Российской Федерации, в которых ведется подготовка специалистов для атомной отрасли, либо в курс лекций по безопасности АЭС включен раздел «Культура безопасности», либо читается отдельный курс, а в Республике Беларусь подготовка специалистов-атомщиков ведется в четырех вузах республики. Изучение в этих вузах основ КБ предусмотрено типовой учебной программой «Ядерная безопасность», которая разработана в соответствии с требованиями образовательного стандарта по направлению «Ядерная физика и технологии».

Учебный курс «Культура безопасности АЭС» для бакалавров, обучающихся на кафедре АЭС ОНПУ по специальности «Атомная энергетика», построен с учетом опыта преподавания аналогичного курса в отечественных и зарубежных вузах, а также на основании материалов по КБ МАГАТЭ и ГП «НАЭК “Энергоатом”». Дисциплина базируется на знаниях, полученных студентами ранее при изучении таких дисциплин, как «Атомные электрические станции», «Ядерные энергетические реакторы», «Безопасность и надежность АЭС», «Культурология», «Психология» и некоторых других.

В программе дисциплины: сведения о принципах безопасности АЭС, роль человеческого фактора в обеспечении безопасности; КБ — фундаментальный принцип управления безопасностью; опыт обеспечения безопасности и КБ в странах, имеющих развитую ядерную отрасль; психология безопасности; способы и методы оценки КБ и др.

Основная цель дисциплины заключается в том, чтобы дать студентам углубленные знания методов формирования КБ как одного из фундаментальных принципов управления безопасностью АЭС. Успех обучения КБ возможен лишь с учетом элементов, которые отображают общечеловеческие ценности: идеал, норма, качество личности, мотивация, достижение поставленной цели и др. Глубокое понимание и усвоение сути перечисленных элементов подготовит студентов к осознанию ответственности за результаты своей деятельности, которая может повлиять на безопасность АЭС. В итоге студенты обретут умения и практические навыки анализа опыта эксплуатации АЭС, характеристик поведения всего коллектива и своего собственного с точки зрения соблюдения принципов безопасности как высшего приоритета профессиональной деятельности.

**Выводы**

Освоение принципов КБ в вузах должно стать частью общего современного процесса обеспечения и управления безопасностью, что рекомендуется руководствами по безопасности МАГАТЭ и документами Всемирной ассоциации организаций, эксплуатирующих атомные электростанции (ВАО АЭС), рассматривающими основополагающие принципы КБ.

Для этого с целью выполнения требований МАГАТЭ по безопасности, создания в соответствии с принципами ВАО АЭС сильной КБ в атомной энергетике [10, 11], эффективной реализации программы ГП «НАЭК "Энергоатом"», направленной на повышение уровня КБ на АЭС Украины [12], следует включить в учебные планы вузов, ведущих подготовку кадров для атомной отрасли, дисциплину «Культура безопасности в ядерной энергетике».

Чтобы приблизить уровень подготовки студентов в области КБ к отраслевым требованиям, ГП «НАЭК "Энергоатом"» может оказать помощь вузам посредством передачи им плакатов по КБ, наглядных пособий, методических указаний, инструкций, положений, других документов и материалов Компании, направленных на поддержание и развитие КБ в её обособленных подразделениях.

**Список использованной литературы**


1. 75-INSAG-4. Культура безопасности. Доклад Международной консультативной группы по ядерной безопасности // МАГАТЭ. — Вена, 1991. — 51 с.
2. INSAG-15. Ключевые вопросы практики повышения культуры безопасности. Доклад Международной консультативной группы по ядерной безопасности // МАГАТЭ. — Вена, 2002. — 31 с.
3. INSAG-13. Менеджмент эксплуатационной безопасности на атомных электростанциях. Доклад Международной консультативной группы по ядерной безопасности // МАГАТЭ. — Вена, 2015. — 72 с.
4. МТ-Д.0.03.486–09. Методика и критерии оценки состояния культуры безопасности в ГП «НАЭК "Энергоатом"». — Киев, 2009. — 32 с.
5. Информационная система по энергетическим реакторам // МАГАТЭ. — 2019. — Режим доступа: www.iaea.org/pris.
6. Итоги работы ГП «НАЭК "Энергоатом"» за 2018 год // ГП «НАЭК "Энергоатом"». — 2019. — Режим доступа: www.energoatom.kiev.ua/uploads/others/itogi_12_2018–1.pdf.
7. Болдырев В. М. Экономика, организация и планирование на АЭС/ В. М. Болдырев, Л. Д. Гительман, И. А. Сиданов. — М. : Энергоатомиздат, 1986. — 256 с.
8. Томилин С. А. Корпоративные ценности как основа формирования профессионального самоопределения студентов при подготовке специалистов для атомной отрасли / С. А. Томилин, Н. П. Василенко, А. В. Железнякова, И. С. Василенко // Педагогика и просвещение. — 2017. — № 1. — С. 31–41.
9. Бегун В. В. Культура безопасности в ядерной энергетике / В. В. Бегун, С. В. Широков, С. В. Бегун и др. — Киев, 2012. — 563 с.
10. WANO GL 2006–02. Принципы сильной культуры безопасности. Руководство ВАО АЭС. — М. : МЦ ВАО АЭС, 2006. — 14 с.
11. WANO GL 2013–1. Признаки здоровой культуры безопасности. Руководство ВАО АЭС. — М. : МЦ ВАО АЭС, 2013. — 49 с.
12. ПМ-Д.0.03.531–17. Програма конкретних дій, спрямованих на становлення і розвиток культури безпеки в ДП «НАЕК "Енергоатом"» на 2017–2018 роки. — Київ, 2017. — 42 с.


**С. В. Барбашев, В. С. Кіров, Я. О. Комарова, В. П. Кравченко**

*Одеський національний політехнічний університет, просп. Шевченка, 1, Одеса, 65044, Україна*

**Формування культури безпеки у студентів атомних спеціальностей у вищих навчальних закладах України**

У наш час в атомній енергетиці концепція культури безпеки (КБ) входить до невід'ємних елементів, що лежать в основі системи управління безпекою. Відображенням ефективності КБ під час експлуатації атомних електростанцій (АЕС) є показники безпеки.

У статті показано, що експлуатаційні показники роботи АЕС України, такі як кількість облікових порушень, коефіцієнт використання встановленої потужності, коефіцієнт несення номінального електричного навантаження, якими оцінюється стан безпеки і КБ, є нижчими за середньосвітовий рівень.

Однією з причин, що впливають на зниження рівня КБ на АЕС, є недостатня підготовка персоналу. Тому таку підготовку потрібно починати вже у

вищих навчальних закладах, які готують майбутніх фахівців атомної галузі.

Автори вважають, що освоєння принципів КБ у вищих навчальних закладах повинно стати частиною загального сучасного процесу забезпечення та управління безпекою, що рекомендується відповідними настановами з безпеки Міжнародного агентства з атомної енергії та документами Всесвітньої асоціації організацій, що експлуатують АЕС. Крім того, це підвищить ефективність результатів виконання відповідних програм ДП «НАЕК "Енергоатом"».

Для цього запропоновано включити до навчальних планів вищих навчальних закладів, що здійснюють підготовку фахівців для атомної галузі, дисципліну «Культура безпеки в ядерній енергетиці». Її вивчення допоможе формуванню у студентів — майбутніх працівників АЕС — мислення, яке базується на концепції КБ, спрямованої на безумовне дотримання вимог безпеки.

*Ключові слова*: атомна енергетика, безпека, культура безпеки, підготовка кадрів у вищих навчальних закладах.

**S. V. Barbashev, V. S. Kirov, Ya. O. Komarova, V. P. Kravchenko**

*Odessa National Polytechnic University, 1, Shevchenko av., Odesa, 65044, Ukraine*

**Formation of Safety Culture among Students of Atomic Specialties in Universities of Ukraine**

Currently, in nuclear power engineering, the concept of safety culture is one of the essential elements that underlie the safety management system.

Safety indicators are reflection of effectiveness of safety culture during operation of nuclear power plants.

It is shown in the article that the operational indicators of Ukrainian nuclear power plants, such as the number of accounting violations, installed capacity coefficient, the ratio of carrying the nominal electrical load, which assesses the state of safety and safety culture, are below the world average.

Human factor is of great importance in ensuring an adequate level of safety of nuclear power plants, the willingness of staff to recognize safety as a top priority and to be committed to safety culture in their actions.

One of the reasons of the safety culture level reduction at nuclear power plants is insufficient training of personnel, so training of the future specialists in nuclear industry should be already started in univerisites.

The authors believe that mastering the principles of safety culture in higher education institutions should be part of the overall modern process of ensuring and managing safety, which is recommended by the relevant safety guides of the International Atomic Energy Agency and documents of the World Association of Nuclear Power Plants. Besides, it will increase the efficiency of the results of the implementation of the relevant programs of the State Enterprise "National Nuclear Energy Generating Company 'Energoatom'".

To this end, it is proposed to include the discipline "Safety Culture in Nuclear Power" in the curricula of universities. Study the discipline will help students (future employees of nuclear power plants) to create concept of thinking which is based on the concept of safety culture aimed at unconditional compliance with safety requirements.

*Keywords*: nuclear energy, safety, safety culture, training in universities.

**References**

1. 75-INSAG-4. *Safety Culture.* A report by the International Nuclear Safety Advisory Group. Vienna: IAEA, 1991, 51 p.
2. INSAG-15. *Key Practical Issues in Strengthening Safety Culture.* A report by the International Nuclear Safety Advisory Group. Vienna: IAEA, 2002, 31 p.
3. INSAG-13. *Management of Operational Safety at Nuclear Power Plants.* A report by the International Nuclear Safety Advisory Group.Vienna: IAEA, 2015, 72 p.
4. MT-D.0.03.486–09. *Methods and Criteria for Assessing the State of Safety Culture in the State Enterprise "National Nuclear Energy Generating Company 'Energoatom'".* Kyiv, 2009, 32 p. (in Russ.)
5. *Power Reactor Information System.* IAEA. Available at: www.iaea.org/pris. (accessed 15.03.2019).
6. *The results of the work of SE "NNEGC 'Energoatom'" for 2018.* SE "NNEGC 'Energoatom'", 2019, 6 p. Available at: http://www.energoatom.kiev.ua/uploads/others/itogi_12_2018–1.pdf. (accessed 15.03.2019). (in Russ.)
7. Boldyrev V. M., Gitelman L. D., Sidanov I. A. (1986). *Ekonomika, organizatsiya i planirovanie na AES* [Economics, organization and planning at nuclear power plants]. Moscow: Energoatomizdat, 256 p. (in Russ.)

8. Tomilin S. A., Vasilenko N. P., Zheleznyakova A. V., Vasilenko I. S. (2017). *Korporativnye tsennosti kak osnova formirovaniya professionalnogo samoopredeleniya studentov pri podgotovke spetsialistov dlya atomnoy otrasli* [Corporate Values as the Basis for the Formation of Professional Self-Determination of Students in the Training of Specialists for the Nuclear Industry]. *Pedagogika i prosveshchenie* [Pedagogy and Enlightenment], no. 1, pp. 31–41. (in Russ.)
9. Begun V. V., Shirokov S. V., Begun S. V., Pismenny E. N., Litvinov V. V., Kazachkov I. V. (2012). *Kultura bezopasnosti v yadernoy energetike* [Safety Culture in Nuclear Power Engineering]. Kyiv, 563 p. (in Russ.)
10. WANO GL 2006–02. *Principles of a Strong Safety Culture*. WANO Guide. Moscow: WANO-MC, 2006, 14 p. (in Russ.)
11. WANO GL 2013–1. *Signs of a Healthy Safety Culture*. WANO Guide. Moscow: WANO-MC, 2013, 49 p. (in Russ.)
12. PM-D.0.03.531–17. *A Program of Particular Actions Aimed at the Formation and Development of a Safety Culture in SE "NNEGC 'Energoatom'" for 2017–2018*. Kyiv, 2017, 42 p. (in Ukr.)

Надійшла 04.04.2019
Received 04.04.2019

# Правила для авторів

**Загальні вимоги**

1. Редакція збірника «Ядерна енергетика та довкілля» приймає раніше неопубліковані авторські статті, що відповідають профілю видання та мають наукове та практичне значення. Тексти статей та всі матеріали до них повинні бути ретельно відредаговані та перевірені.

2. Статті, які є результатами робіт, проведених в інших організаціях, повинні мати супровідний документ від цих організацій. Разом зі статтею до редакції журналу має бути поданий документ про можливість відкритої публікації матеріалів та згоду авторів на поширення їх через мережу Інтернет, який можна завантажити на сайті журналу npe.org.ua.

3. Матеріали, що надходять до редакції для публікування, проходять обов'язкове рецензування. Заува-ження рецензентів направляють розробнику матеріалів без вказівки імен рецензентів. Після отримання рецензій і відповіді автора редакційна рада ухвалює рішення про можливість і порядок публікації роботи. Редакція залишає за собою право відхилити статтю без зазначення причин, при цьому рукописи не повертаються авторам. Незначні правки стилістичного, номенклатурного та формального характеру вносять до тексту без узгодження з автором.

4. Електронна версія статті повинна бути створена за допомогою текстового редактора Microsoft Word з урахуванням таких вимог: шрифт – Times New Roman; кегель – 11 пт; міжрядковий інтервал – 1; розстановка переносів – переносів немає; форматування – по ширині; колір шрифту – чорний; абзацний відступ – 1,5 см; розміри полів, мм: зліва – 24 мм, справа – 16 мм, зверху – 22 мм, знизу – 28 мм.

Розмір шрифту надписів на рисунках і підписів до них, а також і таблиць – 10 пт.

5. Загальний обсяг статті разом з графічними матеріалами не повинен перевищувати 15 сторінок формату А4.

6. На титулі статті має бути представлено її УДК.

Українською, російською та англійською мовами слід навести:

прізвище, ім'я та по батькові автора;

повну назву організації, де працює автор, і її поштову адресу;

назву статті;

анотацію та ключові слова.

7. У разі співавторства додатково слід вказати прізвище, ім'я та по батькові автора, відповідального за контактування з редакцією, його телефон і адресу електронної пошти.

8. Графічний матеріал (чорно-білий) подають окремими від тексту файлами у форматі EPS, TIFF або JPG з густиною точок на дюйм не менше 300 dpi. Зображення повинні бути якомога зрозумілішими. Назви та докладне пояснення змісту слід наводити в підписах під рисунками, а не на самих ілюстраціях. Текст не повинен повторювати інформацію, представлену в рисунках, він має тільки давати основні висновки за ними та резюмувати інформацію. Якщо рисунки мають малу кількість даних, їх варто замінити описом у тексті. Якщо рисунок складається з кількох підрисунків (а, б, в, …), то підпис до рисунка має містити опис кожного з підрисунків.

Оформляючи в статті графіки, автор має переконатися, що в них підписано всі осі, вказано всі одиниці виміру для величин, підписано всі криві й масиви даних.

Схеми допомагають визначити ключові деталі в процесі, тому мають бути позбавлені зайвої інформації. Оформляючи схему, потрібно підписати всі ключові елементи й навести додаткові пояснення в її заголовку та основному тексті.

9. Таблиці нумерують послідовно, відповідно до першого згадування про них у тексті. Перед кож-ною таблицею повинна стояти її назва. Слід розшифрувати всі нестандартні абревіатури у виносках, використовуючи таку послідовність символів: *, **. Слід упевнитися, що кожна таблиця процитована в тексті.

10. Формули створюють у формульному редакторі MathType Equation або MS Equation та нумерують у круглих дужках з правого боку. Грецькі і кириличні літери в формулах варто набирати прямим шрифтом (опція «текст»), латинські – курсивом. Позначення величин і символи в тексті і таблицях варто набирати як елементи тексту (а не як об'єкти формульного редактора).

11. Посилання на рисунок, графік, схему або таблицю є обов'язковим у тексті статті та згадується безпосередньо перед рисунком, графіком, схемою або таблицею.

12. Скорочення слів, словосполучень, назв, термінів, за винятком загальноприйнятих, можливе тільки після їх повного першого згадування в тексті. Далі таке слово або формулювання слід вживати лише в скороченому вигляді.

13. Одиниці вимірювання мають бути вказані у відповідних метричних одиницях або в їх десяткових кратних одиницях.

14. Матеріали, які не відповідають зазначеним вимогам, редакцією не розглядаються.

15. Публікація є безкоштовною. Виплата авторського гонорару не передбачається.

**Структура та зміст статті**

Стаття повинна бути побудована за традиційним для світової наукової періодики планом: структурована за розділами та завершуватися конкретними висновками, в яких у лаконічній формі викладено результати роботи та пропозиції автора, що випливають із викладеного матеріалу.

**Назва статті** повинна відображати основну ідею дослідження; акцентувати на важливості дослідження; бути лаконічною; зацікавлювати читачів.

**Прізвища авторів** англійською мовою подаються відповідно до прийнятої міжнародної системи транслітерації (з української – відповідно до Постанови Кабінету Міністрів України № 55 від 27.01.2010 «Про впорядкування транслітерації українського алфавіту латиницею», з російської – відповідно до «Системы транслитерации Библиотеки конгресса США»). Наведення прізвища у різних системах транслітерації призводить до дублювання профілів (ідентифікаторів) автора в базі даних (профіль створюється автоматично в разі збігу його даних по двох публікаціях).

**Анотація** – це стисла інформація про зміст статті. Багато читачів знайомитимуться тільки з анотацію статті, тому вона має бути зрозумілою та інформативною за умови опублікування її окремо від статті. Вона не має повторювати відомості, що містяться в заголовку.

Анотація українською та російською мовами має бути розміром приблизно 1000 знаків. Оскільки єдиним джерелом інформації щодо змісту статті для іноземних спеціалістів є анотація англійською мовою, вона має бути більшою за обсягом (не менше 1800 знаків), більш структурованою та не має бути перекладним варіантом анотації українською або російською. Оптимальним для такої анотації є структурування відповідно до основних елементів самої статті (актуальність, матеріали та методи, висновки тощо). Вона має бути інформативною (позбавленою загальних слів), змістовною (відображати основний зміст статті та результатів досліджень) і містити термінологію, характерну для іноземних спеціальних текстів. Неприйнятним є нередагований автоматичний переклад за допомогою онлайн-сервісів.

**Ключові слова** використовуються для індексування роботи в електронних системах та мережі Інтернет. Чим краще будуть підібрані ключові слова до роботи, тим більше людей зможуть її знайти, здійснюючи пошук за такими самими ключовими словами. Це збільшить читаність статті, а отже, підвищить ймовірність її цитування. Ключові слова повинні відображати зміст статті та бути конкретними у своїй предметній галузі.

**Структура статті** передбачає такі основні розділи:

вступ;

стан проблеми та аналіз літературних даних;

постановка завдань дослідження;

матеріали дослідження, експериментальна частина;

інтерпретація результатів та їх апробація;

висновки.

**Вступ** має надати читачеві інформацію (зокрема довідкового характеру), необхідну для того, щоб зрозуміти, яке питання вивчалося, а також причини, з яких автор проводить дослідження. У вступі стисло потрібно відобразити передумови до проведення дослідження: подати загальне розуміння проблеми, яку автор порушив, й аргументовано обґрунтувати актуальність дослідження, описати проблему та тематику, а також навести актуальні знання, пов'язані з розглянутими науково-дослідницькими завданнями.

**Стан проблеми та аналіз літературних даних** дає змогу виявити «нішу», де автори проводять наукові дослідження. Розділ пишуть на основі публікацій періодичних наукових видань (книги, підручники, монографії, стандарти, звіти до таких не належать). Огляд періодики з проблеми, що досліджується автором, має охоплювати джерела не більше 10-річної давності (у галузі ІТ-технологій – 5-річної давності). Обов'язковим є огляд закордонних наукових періодичних видань. Цей розділ є одним із найважливіших, оскільки з нього випливає, наскільки автор особисто розуміє стан проблеми, яку береться досліджувати.

У літературному огляді висвітлюють не вирішені іншими вченими частини проблеми, які досліджує автор; викладають причини цього дослідження; чітко визначають цілі дослідження, які повинні узгоджуватися з іншою частиною рукопису; наводять посилання на важливі джерела, які дають змогу повніше розкрити суть роботи. Правильно підібраний літературний огляд передбачає цитування автором найбільш релевантних результатів попередніх досліджень і пояснення того, наскільки вони співвідносяться з поточним дослідженням; посилання на дослідження різних дослідницьких груп; посилання на оригінальні дослідження, а не на велику кількість оглядових статей; максимальна користь цитат для читача (читачеві не цікаво, коли автор посилається на велику кількість своїх робіт або на інші роботи для того, щоб показати глибину своїх знань); посилання на результати інших досліджень, які або суперечать отриманим автором результатам (якщо такі є), або підтверджують їх.

Джерела в тексті статті повинні бути відсортовані за порядком згадування.

**Матеріали дослідження, експериментальна частина** є розділом, зі змісту якого має бути зрозуміло, як отримано всі результати. Варто описати систему дослідження (методи, методику тощо). Методи, які використовували для обробки даних, мають бути обґрунтовані (спиратися на статистику). Результати дослідження мають бути чітко визначені, а підсумкові результати – об'єктивно підтверджені (наприклад, результатами математичного, статистичного, імітаційного моделювання, натурними експериментами, фундаментальними положеннями наукових дисциплін у відповідній предметній галузі).

**Інтерпретація результатів та їх апробація** передбачає приклади практичних рішень (результати чисельних експериментів, графіки, діаграми тощо) на основі отриманих автором наукових результатів. Приклади дають змогу оцінити адекватність запропонованих теоретичних рішень та їх практичну значимість. Потрібно вказати, в умовах якого виробництва були впроваджені або можуть бути впроваджені результати досліджень.

**Висновки** відображають, наскільки матеріал дослідження відповідає його цілям, сформульованим у вступі. Варто означити, чи існують альтернативні інтерпретації отриманих результатів та порівняти отримані результати з результатами інших досліджень.

Доречно вказати, як результати наукової розвідки можуть вплинути на майбутні дослідження, чи є в дослідженні обмеження. Перевірте відповідність описаних висновків отриманим даним.

**Список використаної літератури**

Всі цитати, методи, моделі, рисунки, таблиці тощо, запозичені з інших робіт, обов'язково супроводжуються посиланням на першоджерело.

Посилання на список літератури повинні бути пронумеровані послідовно відповідно до їх порядку у тексті. Оскільки посилання відіграють важливу роль у багатьох розділах статті, нездатність навести достатню кількість посилань на інші роботи може зменшити шанси для статті бути опублікованою. Кожна констатація факту чи опис попередніх висновків має супроводжуватися посиланням на першоджерело.

Правильне описання джерел, на які посилаються автори, є запорукою того, що цитовану публікацію буде враховано в процесі оцінювання наукової діяльності її авторів, а отже, й організації, регіону, країни. За цитуванням журналу визначається його науковий рівень, авторитетність тощо.

З метою включення журналу до міжнародних баз даних у статтях видання потрібно використовувати відповідні стандарти подання пристатейних списків літератури.

Після статті має бути розміщено два списки:

1) Список використаної літератури – джерела мовою оригіналу, оформлені відповідно до вимог українського стандарту бібліографічного опису ДСТУ ГОСТ 7.1:2006 «Бібліографічний запис. Бібліографічний опис. Загальні вимоги та правила складання».

2) References – той самий список літератури, де українські та російські джерела транслітеровані в латинському алфавіті та подані за допомогою міжнародної системи запису посилання American Psychological Association (APA).

**Оформлення бібліографічного списку «Список використаної літератури»**

1. Основним нормативним документом для оформлення списку літератури є ДСТУ ГОСТ 7.1:2006 «Бібліографічний запис. Бібліографічний опис. Загальні вимоги та правила складання».

2. Бібліографічний опис складають за такою загальною формою:

Автори. Основна назва [**Загальне позначення матеріалу**] = **Паралельна назва : відомості, що стосуються назви** / перші відомості про відповідальність ; **відомості про інших осіб чи установи, які несуть інтелектуальну відповідальність за видання**. – Відомості про повторність видання / Відповідальність за повторне видання. – Зона специфічних відомостей. – Місце видання : Видавництво, рік. – Фізична (кількісна) характеристика. – (Серія. Підсерія ; №, т.). – **Примітки**. – Стандартний номер та умови доступності.

Елементи, виділені жирним шрифтом, є факультативними.

3. Бібліографічний опис кожного окремого документа складається на мові цього документа.

4. Джерела у списку варто розміщувати послідовно відповідно до їх порядку у тексті.

**Оформлення списку літератури «References»**

1. Список літератури («References») для Scopus та інших зарубіжних баз даних (БД) необхідно наводити окремим блоком, повторюючи список, наданий українською/російською мовою, незалежно від того, є в ньому іноземні джерела чи немає.

2. За основу побудови посилання в списку літератури латиницею в журналі «Ядерна енергетика та довкілля» взято принципи формування бібліографічних посилань American Psychological Association (APA). Бібліографічні посилання латиницею для журналу створюють за принципом, що дасть змогу зарубіжним наукометричним базам у найлегший спосіб фіксувати дані про елементи кожного посилання та забезпечити коректні показники їх цитованості.

3. В опис статті необхідно вносити всіх авторів, не скорочуючи перелік до трьох, як це рекомендовано чинними в Україні державними стандартами.

4. У випадках оформлення україно- або російськомовного джерела іншою мовою після заголовка і відомостей про видання, транслітерованих латиницею, в [квадратних дужках] вказується переклад українського (російського) заголовка разом з відомостями про видання на англійську мову.

5. Для транслітерування прізвищ авторів, назв статей, книжок, видавництв тощо варто користуватися онлайн-конвертерами окремо для українською (http://translit.kh.ua/?passport) та російської (http://ru.translit.net/?account=bgn) мов, посилання на які подані нижче. Такий підхід дозволить уніфікувати дані для міжнародних баз, адже різні системи транслітерації сприятимуть створенню різних результатів.

6. Для україномовних і російськомовних статей, які використовують з журналів, рекомендуємо такий варіант структури бібліографічних посилань в References:

ПІБ авторів (транслітерація);

рік видання в дужках;

назва статті у варіанті, що транслітерується, і переклад назви статті англійською мовою в квадратних дужках [ ];

назва джерела (транслітерація) і переклад назви джерела англійською мовою [ ];

вихідні дані з позначеннями англійською мовою.

позначення мови оригіналу (in Russ., in Ukr.).

Більше інформації та приклади оформлення References до літературних джерел різних типів дивіться на сайті журналу npe.org.ua в розділі «Вимоги до статей».