

ЯДЕРНА та РАДІАЦІЙНА БЕЗПЕКА

Науково-технічний журнал
Scientific and Technical Journal

NUCLEAR & RADIATION SAFETY

Журнал засновано в березні 1998 року Свідоцтво про державну реєстрацію КВ № 3146 від 26. 03. 1998 р.

Том 12 Випуск 1. 2009

Співзасновники:

Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки Державного комітету ядерного регулювання України та Одеський національний політехнічний університет Міністерства освіти і науки України

Видавець:

ДНТЦ ЯРБ Держатомрегулювання України

Головний редактор: В. М. Васильченко

Редколегія:

В. І. Богорад, В. А. Герлига, В. О. Дубковський, Т. М. Зеленцова, В. В. Інюшев, О. О. Ключников, С. М. Кондратьєв, О. В. Корольов, В. П. Кравченко, Л. Л. Литвинський, І. А. Ліхтарьов, А. С. Мазуренко, В. П. Малахов, Ю. І. Немчинов, А. В. Носовський (заст. головного редактора), В. Н. Павлович, О. В. Печериця, Є. М. Письменний, С. Ю. Саєнко, Г. М. Федоренко, В. А. Халімончук, В. С. Харченко, М. О. Ястребенецький

Рекомендовано до друку науково-технічною радою ДНТЦ ЯРБ (протокол № 09-1 від 20.02.09 р.)

Адреса редакції:

03142 Київ, вул. Василя Стуса, 35/37
Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки
Тел.: (044) 422-49-72
Факс: (044) 452-89-90
E-mail: na_bilokrinicka@sstc.kiev.ua

Відповідальний редактор: Н. О. Білокриницька
Художнє оформлення: В. С. Жиборовського
Комп'ютерна верстка: О. Д. Ткаченка

Підписано до друку 20.02.2009. Формат 60x90 1/8. Папір крейдяний. Друк офсет. Умов. друк. арк. 8,0. Тираж 300 прим. Зам. №29-015

Віддруковано в ТОВ "Основа-Принт"
02002 Київ, вул. Луначарського, 2, к.5
Свідоцтво про внесення до державного реєстру України суб'єктів видавничої справи ДК№2 від 10.02.2000

ЗМІСТ

<i>В. О. Биков, Н. П. Валігун.</i> Система управління якістю державного регулювання ядерної та радіаційної безпеки у сфері використання ядерної енергії	3
<i>Ю. В. Бончук, Г. Г. Ратиа, А. В. Кашипаров.</i> Выбросы при нормальной эксплуатации АЭС и облучение населения	12
<i>Т. А. Павленко, И. П. Лось.</i> Существующие дозы облучения населения Украины	18
<i>В.О. Давыдов, О.В. Маслов, О.В. Неделин.</i> Оценка качества восстановления распределения выгорания по объему ТВС методами пассивной компьютерной томографии	23
<i>В. М. Навалихин, А. В. Носовский, О. В. Половинкин, Л. М. Салий.</i> Выбор стратегии снятия с эксплуатации энергоблоков Ровенской АЭС.....	28
<i>Али Калванд, И. В. Казачков.</i> Проблема охлаждения расплава корнума в контейнменте в пассивных системах защиты от тяжелых аварий. Часть 1	34
<i>С. М. Кондратьев, О. О. Кіліна, Є. П. Кадкін, В. М. Домніков.</i> Достоірність сортування радіаційно забруднених ґрунтів при виконанні земляних робіт на промайданчику об'єкта «Укриття» Чорнобильської АЕС	42
<i>П. Б. Арясов, С. Ю. Нечаев, А. В. Дмитриенко, С. Н. Константиненко.</i> Программа мониторинга радиоактивных аэрозолей с применением персональных импакторов при выполнении работ на объекте «Укрытие»	49
<i>Л. І. Асламова, К. М. Солодовник.</i> Вплив умов рентгенологічних досліджень на визначення дози медичного опромінення пацієнтів	55
<i>А. В. Носовский.</i> Развитие атомной энергетики России и Украины как фактор устойчивого межгосударственного сотрудничества	59

CONTENTS

<i>V. Bykov, N. Valigun.</i> Quality management system of the state nuclear and radiation safety regulation in nuclear energy use	3
<i>Iu. Bonchuk, G. Ratia, O.Kashparov.</i> Radiation Protection Institute of Academy of technological sciences of Ukraine	12
<i>T. O. Pavlenko, I. P. Los'.</i> Existing dose for public of the Ukraine	18
<i>V. O. Davydov, O. V. Maslov, O. V. Nedelin.</i> Estimate of quality of reconstruction of allocation of a burnup on volume of fuel assemblies by methods of a passive computer tomography	23
<i>V. Navalikhin, A. Nosovsky, O. Polovinkin, L. Saliy.</i> Selection of the decommissioning strategy for power units Rovno NPP	28
<i>Ali Kalvand, I. Kazachkov.</i> Problem of corium melt coolability in passive protection systems against severe accidents in the containment. Part 1	34
<i>S. Kondratyev, O. Kilina, Ye. Kadkin, V. Domnikov.</i> Reliability of sorting radioactively contaminated soil during excavation at Chernobyl NPP object shelter industrial site	42
<i>P. Aryasov, S. Nechaev, A. Dmitrienko, S. Konstantinenko.</i> Radioactive aerosol monitoring program with personal impactors usage during the work at the Object Shelter	49
<i>L. I. Aslamova, K. M. Solodovnyk.</i> Influence of rontgenologic researches conditions on determination of dose medical irradiation of patients	55
<i>A. Nosovsky.</i> Development of nuclear engineering in Russia and Ukraine as a factor of reliable intergovernmental cooperation	59

В. О. Биков¹, Н. П. Валігун²

¹Державний комітет ядерного регулювання України,

²Державне підприємство “Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки”

Система управління якістю державного регулювання ядерної та радіаційної безпеки у сфері використання ядерної енергії

Розглянуто питання запровадження в Державному комітеті ядерного регулювання України системи управління якістю, заснованої на міжнародних стандартах серії ISO 9000. Узагальнено основні послуги, що надає комітет своїм споживачам, а також параметри оцінки якості цих послуг, наведено основні процеси та їх взаємозв'язок.

В. А. Биков, Н. П. Валігун

Система управления качеством государственного регулирования ядерной и радиационной безопасности в сфере использования ядерной энергии

Рассмотрены вопросы внедрения в Государственном комитете ядерного регулирования Украины системы управления качеством, основанной на международных стандартах серии ISO 9000. Обобщены основные услуги, которые предоставляет комитет для своих потребителей, а также параметры оценки качества этих услуг, приведены основные процессы и их взаимосвязь.

Якістю державного управління визначається авторитет країни у світі. На сьогоднішній день нагальною проблемою перед владою постала необхідність розвитку і підтримки довіри громадян до своїх урядів і установ. Органи влади відіграють важливу роль у створенні життєздатного суспільства, де якість, рентабельність і послідовність громадських послуг успішно підтримують економічне процвітання і соціальну справедливість у країні.

Функціонування системи державного управління забезпечує існування держави, розвиток національної економіки та реалізацію прав і свобод громадян згідно з положеннями Конституції України. При цьому слід враховувати прагнення України стати рівноправним членом світової економічної та політичної системи. Зокрема, з 16 травня 2008 р. Україна є членом СОТ і очікується повномасштабна інтеграція до ЄС. У процесі інтеграції України до ЄС одним із завдань є реформа системи державного управління. Світовий досвід свідчить, що досягти високого рівня державного управління можна шляхом розроблення та впровадження систем управління якістю в органах виконавчої влади на основі принципів загального управління якістю і виконання вимог міжнародних стандартів серії ISO 9000, але з урахуванням специфічних особливостей цієї сфери.

За функціональним призначенням стандарти серії ISO 9000 універсальні. Вони застосовуються на всіх етапах виробництва продукції і надання послуг підприємствами, установами та організаціями незалежно від форми власності та виду їх діяльності. Запровадження системи управління якістю в органах виконавчої влади відповідно до стандартів серії ISO 9000 сприяє оптимізації процесів планування, розподілу ресурсів, а також визначенню додаткових підходів до об'єктивного оцінювання результатів їх діяльності.

Система управління якістю, що створена відповідно до міжнародних стандартів серії ISO 9000, ефективно функціонує в органах державного управління більшості держав-членів ЄС. В Японії зазначена система управління якістю запроваджена майже у 90 відсотках муніципальних органів. У США, наприклад, сертифікована система якості Федерального агентства з управління держмайнном. Відповідними ISO серії 9000 визнана комп'ютерна система поліції Нової Зеландії, Королівський шпиталь в Австралії. У Великобританії сертифікована система якості районної ради Брейнтрі, до якої входять 70 різних служб: від збору сміття й надання комунальних послуг до організації спортивних і культурних заходів.

Найпереконливішим підтвердженням того, що організація надає якісну продукцію (послуги), є наявність сертифікату відповідності вимогам ISO 9001. Наявність сертифікованої системи управління якістю забезпечує власнику сертифіката необхідний рівень довіри на ринку без додаткових фінансових та організаційних витрат. По-перше, сертифікат є загальноприйнятою гарантією якості. По-друге, сертифікат, виданий авторитетним органом, є свого роду рекомендаційним листом, від якого переважно залежить успіх організації на внутрішньому ринку, а також перепусткою на світовий ринок.

Основним уповноваженим центральним органом виконавчої влади з питань регулювання безпеки використання ядерної енергії та радіаційної безпеки в Україні є Державний комітет ядерного регулювання України (далі — Держатомрегулювання), створений у грудні 2000 р. Указом Президента України “Про державне регулювання ядерної та радіаційної безпеки” [3]. Його завдання визначені “Положенням

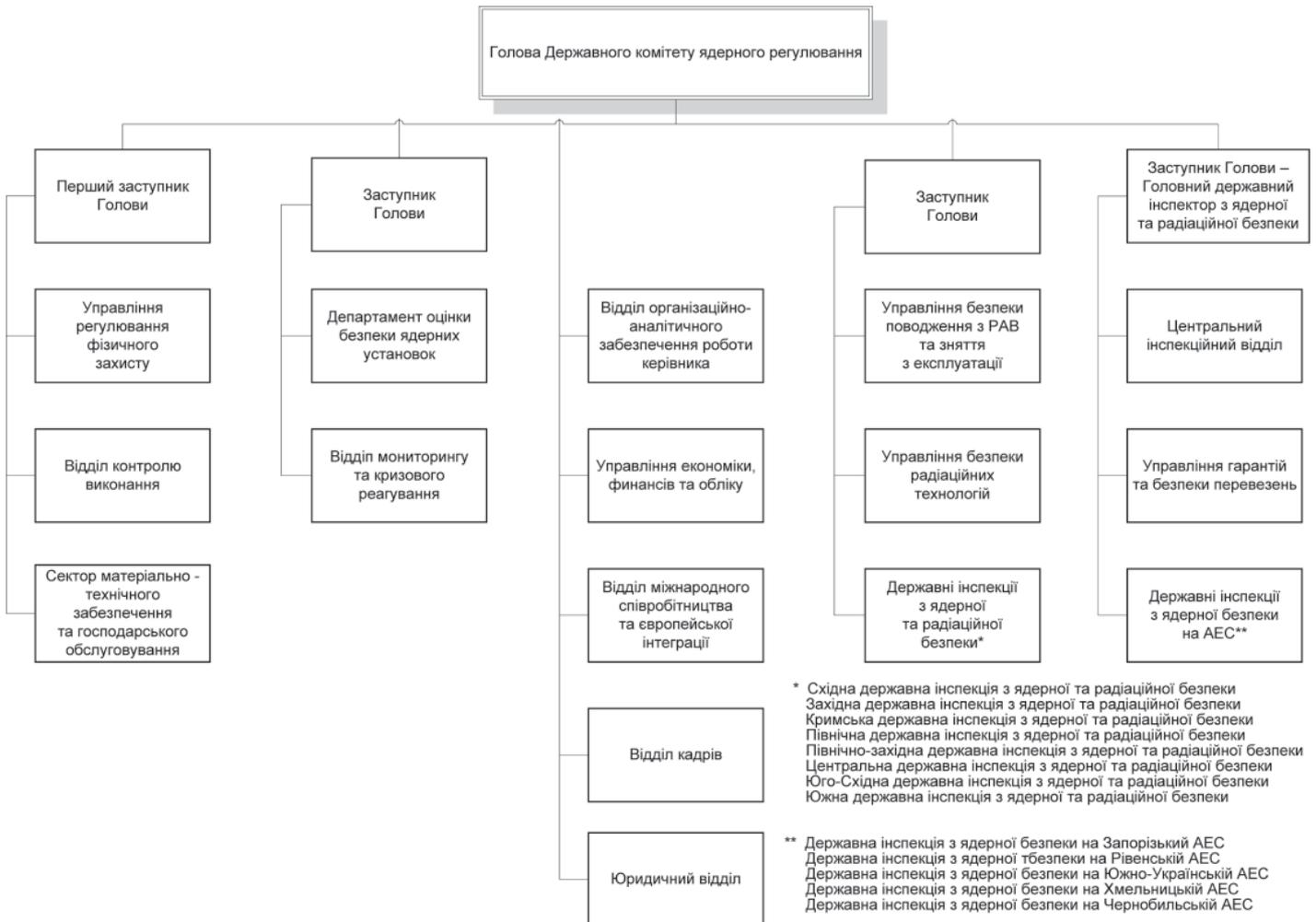


Рис. 1. Схема діючої організаційної структури Держатомрегулювання

про Державний комітет ядерного регулювання”, яке затверджене постановою Кабінету Міністрів України від 27 грудня 2006 р. № 1830 [5]. У межах своєї компетенції та відповідно до Закону України “Про використання ядерної енергії та радіаційну безпеку” [4] Держатомрегулювання здійснює державне регулювання безпеки використання ядерної енергії, яке включає:

нормування — розробку норм, правил і стандартів з ядерної та радіаційної безпеки, фізичного захисту ядерних установок (ЯУ), ядерних матеріалів (ЯМ), радіоактивних відходів (РАВ), інших джерел іонізуючого випромінювання (ДІВ);

ліцензування — надання суб’єктам діяльності у сфері використання ядерної енергії ліцензій та окремих дозволів на здійснення діяльності на підставі всебічної оцінки безпеки ядерної установки, сховища для захоронення радіоактивних відходів, окремих видів діяльності у сфері використання ядерної енергії тощо (у тому числі на підставі висновків експертизи з ядерної та радіаційної безпеки) та спроможності суб’єкта діяльності виконувати усі заходи щодо забезпечення безпеки;

нагляд за дотриманням ліцензіатами вимог законодавства у сфері використання ядерної енергії, норм, правил і стандартів з ядерної та радіаційної безпеки, фізичного захисту ЯУ, ЯМ, РАВ, інших ДІВ і умов виданих ліцензій та дозволів (включаючи поточну оцінку безпеки, інспекційні перевірки та застосування примусових заходів у разі порушення зазначених вимог та умов).

Водночас, як центральний орган виконавчої влади зі спеціальним статусом, Держатомрегулювання у межах своєї компетенції провадить діяльність, пов’язану з організацією та веденням державної системи обліку та контролю ядерних матеріалів, аварійною готовністю та кризовим реагуванням, і виконує інші функції державного регулювання, визначені Положенням про Державний комітет ядерного регулювання України.

Метою діяльності Держатомрегулювання є гарантування від імені держави, що діяльність у сфері використання ядерної енергії провадиться таким чином, що її вплив на здоров’я та безпеку людей і навколишнє природне середовище утримується на рівні настільки низькому, наскільки це розумно та практично досяжно. Ядерна та радіаційна безпека заснована на принципі відповідальності експлуатуючої організації, а мета Держатомрегулювання полягає у гарантуванні того, що усі обов’язки, які впливають з цієї відповідальності, будуть виконані ліцензіатом (експлуатуючою організацією) відповідно до норм та правил безпеки.

На виконання постанови Кабінету Міністрів України від 11 травня 2006 р. № 614 “Про затвердження Програми запровадження системи управління якістю в органах виконавчої влади” [2] у 2007-2008 рр. у Держатомрегулюванні здійснювались заходи щодо запровадження системи управління якістю відповідно до ДСТУ ISO 9001-2001 [1] як інструменту забезпечення належного виконання завдань, що покладені на Держатомрегулювання.

Система управління якістю Держатомрегулювання, як описано в документі [6], містить внутрішні механізми, що забезпечують її постійне вдосконалення, а отже — підвищення результативності та ефективності діяльності Держатомрегулювання. Для забезпечення впевненості у спроможності належного виконання Держатомрегулюванням покладених на нього завдань і надання споживачам якісних послуг визначено такі пріоритети в діяльності:

постійне удосконалення регулюючої діяльності з урахуванням розвитку технологій та методів управління у сфері використання ядерної енергії для підвищення рівня ядерної та радіаційної безпеки;

постійна відкритість та прозорість державного регулювання;

визначення та постійний аналіз досягнення цілей діяльності Держатомрегулювання, що спрямовані на виконання завдань та функцій Держатомрегулювання, задоволення всіх споживачів послуг та досягнення основної мети його діяльності, використання процесного підходу до управління діяльністю для досягнення визначених цілей;

постійне вивчення потреб та очікувань споживачів Держатомрегулювання (населення, керівництво держави, суб'єкти діяльності у сфері використання ядерної енергії, центральні та місцеві органи виконавчої влади, міжнародні організації тощо), орієнтація діяльності Держатомрегулювання на максимальне задоволення потреб у безпеці та захисті;

персональна зацікавленість співробітників Держатомрегулювання у впровадженні й удосконаленні діяльності та системи управління якістю; підтримка та мотивація відповідних ініціатив;

систематичний аналіз даних щодо результатів діяльності Держатомрегулювання та системи управління якістю з метою визначення потреб та можливостей для вдосконалення і прийняття відповідних обґрунтованих рішень;

підтримка взаємовигідних стосунків з партнерами та зацікавленими сторонами, з якими співпрацює Держатомрегулювання при виконанні покладених на нього завдань, з метою підвищення спроможності Держатомрегулювання щодо їх виконання.

До складу Держатомрегулювання входять центральний апарат (Голова та його заступники, департаменти, управління, відділи, сектори), п'ять Державних інспекцій з ядерної безпеки на майданчиках АЕС та вісім регіональних державних інспекцій з ядерної та радіаційної безпеки (рис. 1).

Безпосереднє керівництво Держатомрегулюванням здійснює Голова Комітету, відповідальність та повноваження якого визначені Положенням про Державний комітет ядерного регулювання України. Обов'язки, відповідальність та повноваження заступників Голови визначаються Положенням про розподіл функціональних повноважень між Головою Державного комітету ядерного регулювання України та його заступниками. Функції, які виконують структурні підрозділи (департамент, управління, відділи, сектори, державні інспекції з ядерної безпеки на майданчиках АЕС, державні регіональні інспекції з ядерної та радіаційної безпеки), визначаються положеннями про підрозділи; обов'язки, відповідальність та повноваження працівників Держатомрегулювання — посадовими інструкціями.

У табл. 1 наведено список споживачів Держатомрегулювання та основні послуги, які надаються цим споживачам. Ця інформація є первинною для аналізу.

Всю діяльність Держатомрегулювання, функціонування його процесів спрямовано на якісне виконання послуг, наведених у табл. 1, а параметри з табл. 2 дають змогу оцінити їхню якість.

Для надання послуг, які найбільш повно задовольняють споживачів Держатомрегулювання, виконання політичних зобов'язань у сфері управління якістю та досягнення цілей у сфері управління якістю в комітеті розроблено структуру

Таблиця 1. Список споживачів Держатомрегулювання та основні послуги, які надаються цим споживачам.

Споживачі	Послуги
Громадяни та громадські організації України та інших країн, ЗМІ	Здійснення в межах своїх повноважень державного регулювання безпеки використання ядерної енергії. Щорічна доповідь про стан ЯРБ в Україні. Інформація про стан ЯРБ в Україні та про інциденти, які сталися за її межами. Відповіді на звернення громадян. Участь у розробці державних програм із забезпечення безпеки
Вищі органи державної влади (Президент, КМУ, ВР)	Виконання актів та доручень Президента України, ВР, КМУ. Відповіді на запити та звернення народних депутатів України. Розробка проєктів законів, актів Президента України, актів КМУ. Розробка звітів. Надання довідок. Розробка інформаційних матеріалів з питань безпеки. Підготовка пропозицій щодо формування державної політики у сфері ядерної безпеки. Участь у розробці, плануванні та виконанні державних програм, пріоритетних напрямків розвитку в галузі ядерної та радіаційної безпеки, проведення відповідних наукових і науково-технічних досліджень. Ініціація доручень та контроль їх виконання. Забезпечення конфіденційності інформації. Надання оперативної інформації
Центральні органи виконавчої влади (ЦОВВ)	Координація державної політики в галузі забезпечення ядерної та радіаційної безпеки. Розробка, погодження проєктів галузевих програм, концепцій, НПА з питань безпеки відповідно до компетенції ЦОВВ. Відповіді на запити центральних органів виконавчої влади. Інформація (довідки, листи). Надання оперативної інформації. Здійснення регулюючої діяльності

Споживачі	Послуги
Міжнародні організації (МАГАТЕ, регулюючі органи інших країн)	Підготовка Національної Доповіді України з виконання зобов'язань за Конвенцією про ядерну безпеку. Підготовка Національної Доповіді України з виконання зобов'язань за Об'єднаною конвенцією про безпеку поводження з РАВ та ВЯП. Координація міжнародних проєктів. Конвенція про оперативне оповіщення про ядерну аварію. Підготовка проєктів двосторонніх міжурядових угод про співробітництво та обмін інформацією у сфері ЯРБ. Інформування про ядерні події в рамках міжнародної системи ІНЕС
Експлуатуюча організація (ЕО), Заявники, Ліцензіати	Розробка та перегляд норм, правил та стандартів з ядерної та радіаційної безпеки. Видача ліцензій, окремих дозволів. Видача приписів, актів та довідок інспекційних обстежень. Проведення державної експертизи ядерної та радіаційної безпеки та узгодження документів експлуатуючої організації. Розсилка інформаційних листів
Персонал ядерних та радіаційно небезпечних об'єктів	Забезпечення безпеки. Ліцензування окремих посад

Таблиця 2. Основні послуги Держатомрегулювання, споживачі, яким надається кожна з цих послуг, та параметри оцінки якості цих послуг

Послуга	Споживачі	Параметри оцінки послуги
Забезпечення безпеки у сфері використання ядерної енергії	Громадяни та громадські організації України та інших країн, центральні органи виконавчої влади, міжнародні організації, персонал ядерних та радіаційно небезпечних об'єктів	Рівень ядерної та радіаційної безпеки
		Сприйняття споживачами рівня ядерної та радіаційної безпеки
Виконання актів та доручень	Центральні органи виконавчої влади	Термін виконання
		Якість
		Відсутність зауважень
Розробка проєктів нормативних документів	Органи центральної влади, експлуатуюча організація, Заявники, Ліцензіати	Якість
		Термін виконання
Відповіді на запити	Центральні органи виконавчої влади, експлуатуюча організація, Заявники, Ліцензіати, міжнародні організації, громадяни та громадські організації України та інших країн, ЗМІ, підприємства, які входять до сфери управління Держатомрегулювання	Якість
		Термін виконання
		Відсутність скарг
Участь у розробці, плануванні та виконанні державних програм, пріоритетних напрямків розвитку у сфері ядерної та радіаційної безпеки, проведення відповідних наукових і науково-технічних досліджень	Центральні органи виконавчої влади	Результативність заходів
		Термін виконання
Забезпечення конфіденційності інформації	Центральні органи виконавчої влади	Відсутність випадків витоків інформації
Розробка інформаційних матеріалів з питань безпеки	Центральні органи виконавчої влади, ЕО, Заявники, Ліцензіати, міжнародні організації, громадяни та громадські організації України та інших країн, ЗМІ	Своєчасність
		Повнота
Координація міжнародних проєктів	Міжнародні організації	Кількість проєктів
		Результативність
		Термін виконання
Видача ліцензій, окремих дозволів	ЕО, Заявники, Ліцензіати	Дотримання правил
		Термін виконання
Надання приписів, актів інспекційних обстежень, довідок	Центральні органи виконавчої влади, ЕО, Заявники, Ліцензіати	Відповідність нормам
		Кількість обґрунтованих скарг

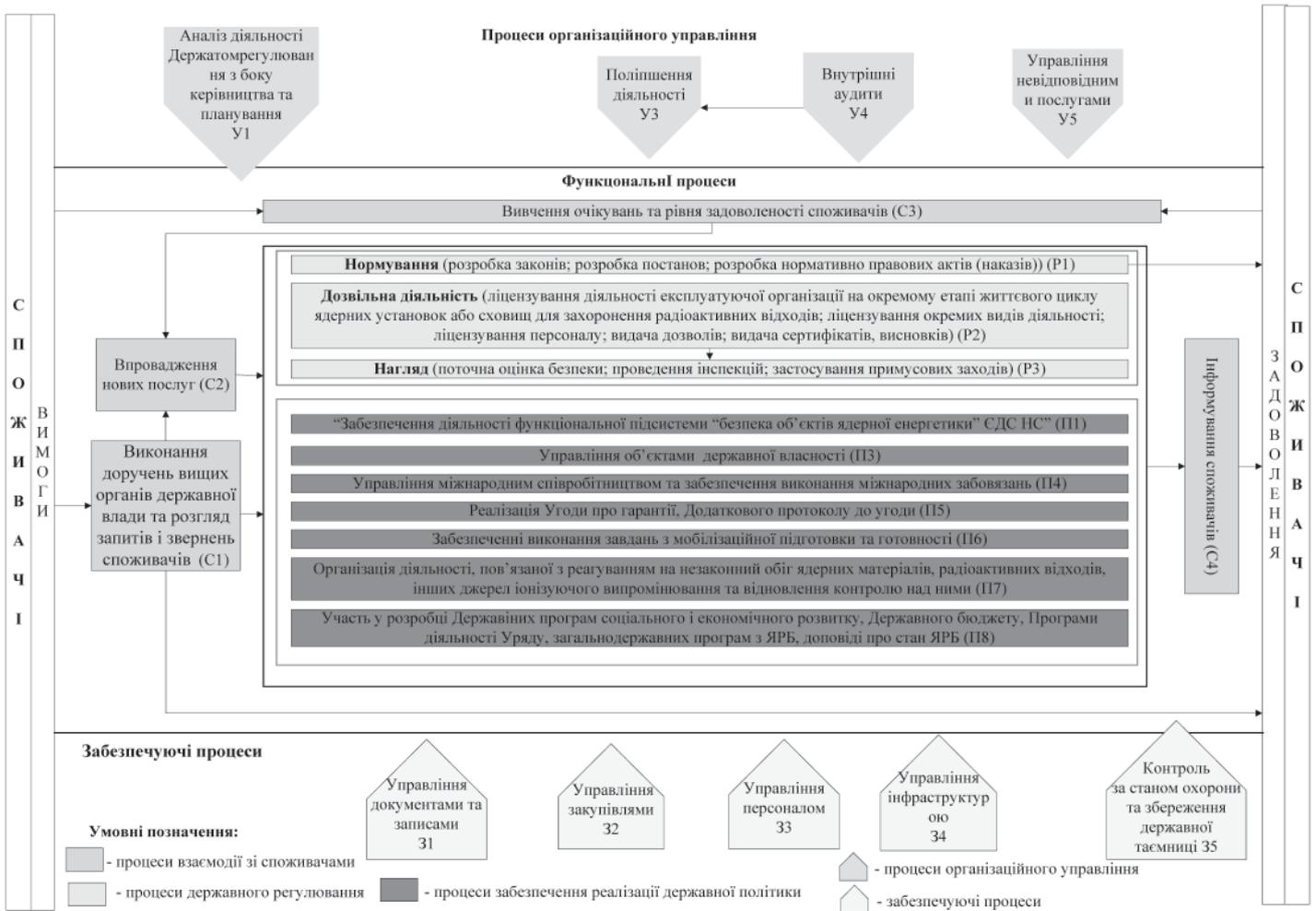


Рис. 2. Блок-схема процесів Держатомрегулювання

взаємопов’язаних процесів. Це дає змогу ефективно керувати як всім комітетом, так і окремими видами його діяльності. Блок-схему процесів Держатомрегулювання, яка описує групи процесів та їхню взаємодію, надано на рис. 2.

Серед процесів Держатомрегулювання виділено три основні групи:

функціональні процеси, які спрямовані на виконання функцій Держатомрегулювання та надання послуг споживачам;

забезпечуючі процеси, які спрямовані на забезпечення функціонування всіх інших процесів;

процеси організаційного управління, які спрямовані на управління всіма іншими процесами та вдосконалення їхнього функціонування.

Функціональні процеси безпосередньо скеровані на виконання функцій Держатомрегулювання та надання послуг його споживачам. Функціональні процеси, в свою чергу, діляться на три групи:

процеси взаємодії із споживачами;

процеси державного регулювання;

процеси забезпечення реалізації державної політики у сфері використання ядерної енергії, забезпечення додержання вимог ядерної та радіаційної безпеки.

Процес “Нормування” визначає загальну методологію здійснення Держатомрегулюванням нормотворчої діяльності, основні складові нормотворчої діяльності, відпові-

дальність за процес нормування, порядок здійснення процесів “Підготовка проектів актів ВРУ (законів)”, “Підготовка проектів актів КМУ (постанов, розпоряджень)”, “Розробка НПА з безпеки використання ядерної енергії”.

Процес “Дозвільна діяльність” визначає загальну методологію дозвільної діяльності Держатомрегулювання у відповідності до законодавства України, державних та міжнародних норм, правил та стандартів.

Процес “Нагляд” визначає загальну методологію здійснення Держатомрегулюванням державного нагляду згідно із законодавством України, державними та міжнародними нормами, правилами та стандартами.

Процес “Виконання доручень вищих органів державної влади та розгляд запитів і звернень споживачів” спрямований на забезпечення виконання Держатомрегулюванням доручень вищих органів державної влади та розгляд запитів і звернень споживачів з питань забезпечення ядерної та радіаційної безпеки в Україні та діяльності Держатомрегулювання.

Процес “Впровадження нових послуг” визначає загальні підходи до впровадження нових послуг Держатомрегулювання.

Процес “Вивчення очікувань та рівня задоволеності споживачів” спрямований на забезпечення вивчення очікувань з метою створення належної задоволеності споживачів Держатомрегулювання.

Таблиця 3. Перелік документів Системи управління якістю Держатомрегулювання, які уведені наказом Держатомрегулювання від 25.07.2008 № 143

Позначка	Назва настанови/методики
СУЯ-02	Загальна Настанова з управління якістю Держатомрегулювання
Н Р1	Настанова з якості нормотворчої діяльності
Н Р2	Настанова з якості дозвільної діяльності
Н Р3	Настанова з якості наглядової діяльності
МП У1	Методика процесу “Аналіз діяльності Держатомрегулювання з боку керівництва та планування”
МП У3	Методика процесу “Поліпшення діяльності”
МП У4	Методика процесу “Внутрішній аудит”
МП У5	Методика процесу “Управління невідповідною послугою”
МП С1	Методика процесу “Виконання доручень вищих органів державної влади та розгляд запитів і звернень споживачів”
МП С2	Методика процесу “Впровадження нових послуг”
МП С3	Методика процесу “Вивчення очікувань та рівня задоволеності споживачів”
МП С4	Методика процесу “Інформування споживачів”
МП П1	Методика процесу «Забезпечення діяльності функціональної підсистеми “Безпека об’єктів ядерної енергетики” ЄДС НС»
МП П3	Методика процесу “Управління об’єктами державної власності”
МП П4	Методика процесу “Управління міжнародним співробітництвом та забезпечення виконання міжнародних зобов’язань”
МП П5	Методика процесу “Реалізація Угоди про гарантії, Додаткового протоколу до Угоди”
МП П7	Методика процесу “Організація діяльності, пов’язаної з реагуванням на незаконний обіг ядерних матеріалів, радіоактивних відходів, інших джерел іонізуючого випромінювання та відновлення контролю над ними”
МП П8	Методика процесу “Участь Держатомрегулювання у розробленні державних програм соціального і економічного розвитку, Державного бюджету, Програми діяльності Уряду, державних цільових програм з ядерної та радіаційної безпеки, загальнодержавних програм з ядерної та радіаційної безпеки, доповіді про стан ядерної та радіаційної безпеки”
МП 31	Методика процесу “Управління документами та записами”
МП 32	Методика процесу “Управління закупівлями”
МП 33	Методика процесу “Управління персоналом”
МП 34	Методика процесу “Управління інфраструктурою”

Процес “Інформування споживачів” надає механізм роботи в частині інформування споживачів щодо питань забезпечення ядерної та радіаційної безпеки в Україні та діяльності Держатомрегулювання.

Процес «Забезпечення діяльності функціональної підсистеми “Безпека об’єктів ядерної енергетики” ЄДС НС» визначає основні завдання та функції Держатомрегулювання в рамках функціональної даної підсистеми.

Процес “Управління об’єктами державної власності” спрямований на забезпечення додержання законності щодо використання державного майна та постійний контроль за ефективністю фінансово-економічної діяльності державних підприємств і за виконанням умов трудових контрактів з керівниками державних підприємств.

Процес “Управління міжнародним співробітництвом та забезпечення виконання міжнародних зобов’язань” визначає загальну методологію здійснення Держатомрегулюванням міжнародного співробітництва.

Процес “Реалізація Угоди про гарантії, Додаткового протоколу до Угоди” спрямований на забезпечення виконання Україною міжнародних зобов’язань відповідно до

Угоди між Україною та Міжнародним агентством з атомної енергії про застосування гарантій у зв’язку з Договором про нерозповсюдження ядерної зброї та Додаткового протоколу до цієї Угоди.

Процес “Організація діяльності, пов’язаної з реагуванням на незаконний обіг ядерних матеріалів, радіоактивних відходів, інших джерел іонізуючого випромінювання та відновлення контролю над ними” спрямований на забезпечення координації взаємодії органів виконавчої влади, державних підприємств, установ і організацій з Міжнародним агентством з атомної енергії, іншими міжнародними організаціями та органами іноземних держав, що провадять діяльність у сфері використання ядерної енергії, забезпечення ядерної та радіаційної безпеки у питаннях боротьби з незаконним обігом ядерних матеріалів, радіоактивних відходів, інших джерел іонізуючого випромінювання.

Процес “Участь Держатомрегулювання у розробленні державних програм соціального і економічного розвитку, Державного бюджету, Програми діяльності Уряду, державних цільових програм з ядерної та радіаційної безпеки, загальнодержавних програм з ядерної та радіаційної без-

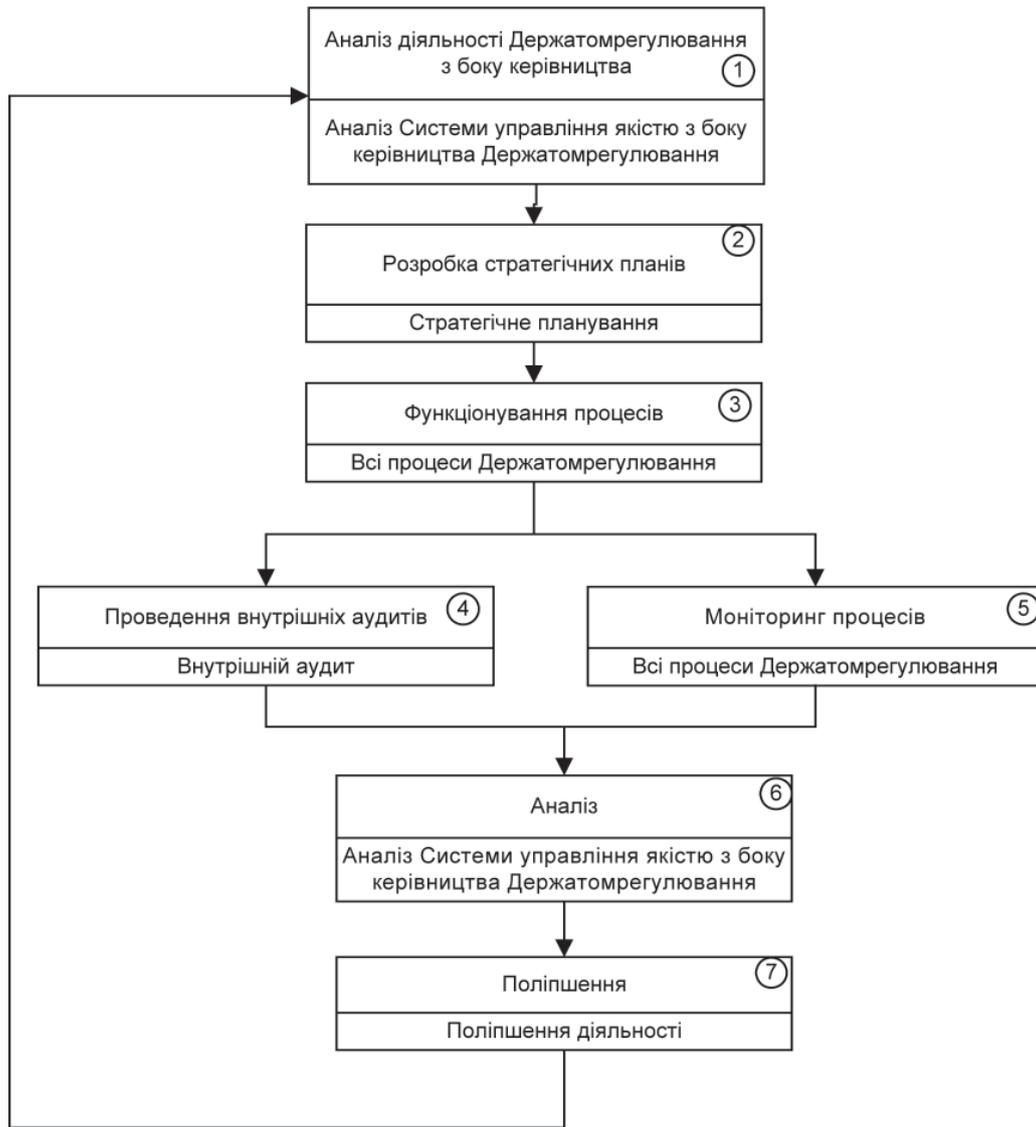


Рис. 3. Загальна схема функціонування та вдосконалення процесів Держатомрегулювання

пеки, доповіді про стан ядерної та радіаційної безпеки” надає механізм організаційно-методичних засад щодо участі Держатомрегулювання у розробленні зазначених вище документів.

Забезпечуючі процеси не спрямовані безпосередньо на виконання функцій Держатомрегулювання та надання послуг його споживачам, але вони забезпечують решту процесів ресурсами: без них інші процеси не можуть функціонувати.

Процес “Управління документами та записами” надає механізм роботи із зовнішніми та внутрішніми нормативними документами, що забезпечує наявність на кожному робочому місці актуальних версій цих документів, а також відповідне ведення та збереження записів, у яких зафіксовано результати діяльності Держатомрегулювання та моніторингу параметрів його процесів.

Процес “Управління закупівлями” забезпечує всі інші процеси продукцією та послугами, які Держатомрегулювання закуповує у інших організацій. Основними діями цього процесу є вибір постачальників відповідно до певних критеріїв, їхня первинна та повторна оцінка, визначення вимог до продукції чи послуг, що закуповуються, а також

заходи для забезпечення впевненості у тому, що закуплена продукція або послуги відповідають визначеним вимогам.

Процес “Управління персоналом” забезпечує всі інші процеси персоналом необхідної кваліфікації для виконання робіт, від яких залежить якість послуг, котрі надаються Держатомрегулюванням. Основними діями цього процесу є визначення необхідності у персоналі, підбір та навчання персоналу.

Процес “Управління інфраструктурою” спрямований на забезпечення діяльності Держатомрегулювання необхідними приміщеннями, технічними засобами, обладнанням, допоміжними службами.

Процеси організаційного управління скеровані як на управління всіма іншими процесами і поліпшення їхнього функціонування, так і на функціонування всієї системи управління якістю Держатомрегулювання.

Процес “Аналіз діяльності Держатомрегулювання з боку керівництва та планування” спрямований на щорічний збір інформації про всі аспекти діяльності Держатомрегулювання, аналіз цієї інформації та прийняття рішень за результатами цього аналізу, зокрема перегляд Політики та цілей



Держатомрегулювання, розробка та перегляд Стратегічного та Комплексного планів. Це, фактично, окремий випадок застосування процесу "Поліпшення діяльності" для всього Держатомрегулювання.

Процес "Внутрішній аудит" забезпечує постійну незалежну перевірку функціонування всіх процесів Держатомрегулювання і надає інформацію про відповідність цього функціонування вимогам ДСТУ ISO 9001-2001 та його результативність (рівень досягнення всіма процесами тих результатів, заради яких вони функціонують). Цей процес надає інформацію для аналізу та прийняття рішень у процесах "Поліпшення діяльності", "Управління невідповідною послугою" та "Аналіз діяльності Держатомрегулювання з боку керівництва" (рис. 3).

Процес "Управління невідповідною послугою" визначає дії, які мають бути виконані у разі виявлення невідповідної послуги Держатомрегулювання.

Процес "Поліпшення діяльності" спрямований на збір інформації для аналізу функціонування процесів Держатомрегулювання на всіх рівнях, пошук реальних та потенційних невідповідностей, планування та виконання коригувальних, запобіжних та інших дій щодо поліпшення діяльності Держатомрегулювання, а також про перевірки результативності цих дій.

Для більшості процесів детальне описання дається у 22 методиках відповідних процесів. Детальний опис таких великих процесів державного регулювання, як "Нормування", "Дозвільна діяльність" та "Нагляд", надано в документах

другого рівня — настановах з якості видів діяльності. Повний перелік настанов та методик наведено в табл. 3. Опис структури Настанови з якості видів діяльності та Методики процесів надано в інструкції “Вимоги до структури та змісту документів СУЯ”. Головними частинами цих документів є опис послідовності дій процесу з розподілом відповідальності за кожну дію та пов’язаними документами та записами (алгоритм процесу), а також сукупність параметрів процесу, на основі моніторингу значень яких відбувається оцінка функціонування відповідного процесу та керування ним.

23–24 травня 2008 р. експерти регулюючого органу Великобританії (HSE) і Інституту радіаційного захисту та ядерної безпеки Франції (IRSN) в рамках взаємодії Держатомрегулювання з регулюючими органами держав Європейського Союзу провели незалежну оцінку впровадження та використання СУЯ. У висновку відмічено, що впроваджена СУЯ відповідає міжнародним стандартам та є ефективним кроком до удосконалення роботи Держатомрегулювання.

З метою імплементації положень “Меморандуму між Україною та ЄС про порозуміння щодо співробітництва в енергетичній галузі” за напрямом “Ядерна безпека” в частині “Регуляторні питання” та проведення комплексної незалежної оцінки діяльності Держатомрегулювання на відповідність стандартам МАГАТЕ, 8–20 червня 2008 р. відбулась місія МАГАТЕ “Комплексний огляд регулюючої діяльності” (місія IRRS). В рамках місії експертами МАГАТЕ проведено оцінку системи управління Держатомрегулювання. Система управління якістю Держатомрегулювання отримала високу оцінку експертів МАГАТЕ, які відзначили її відповідність сучасному європейському рівню.

8–10 липня 2008 р. проведено незалежний аудит системи управління якістю.

За результатами незалежної оцінки Органом сертифікації Міжгалузевого центру якості “ПРИРОСТ” 28 серпня 2008 р. видано сертифікат, зареєстрований у реєстрі Системи IQNet (міжнародна мережа сертифікації) за № QSP-0145/08 від 12.08.2008, який засвідчує відповідність системи управління якістю Держатомрегулювання вимогам ISO 9001:2000 стосовно регуляторних послуг у сфері забезпечення ядерної та радіаційної безпеки.

Таким чином був завершений перший етап впровадження системи управління якістю в Держатомрегулюванні.

Постановою Кабінету Міністрів України від 11 травня 2006 р. № 614 “Про затвердження Програми запровадження системи управління якістю в органах виконавчої влади” [2] передбачено запровадження СУЯ в територіальних органах міністерств та інших центральних органів виконавчої влади. Тому Держатомрегулюванням затверджено та реалізується “План-графік заходів щодо запровадження та забезпечення функціонування системи управління якістю в державних інспекціях з ядерної безпеки на АЕС та державних інспекціях з ядерної та радіаційної безпеки за стандартом ISO 9001:2001 на 2008-2009 роки”. Сертифікація СУЯ інспекцій в складі СУЯ Держатомрегулювання запланована на кінець 2009 р.

Висновки

Запровадження системи управління якістю в Держатомрегулюванні відповідно до вимог стандартів серії ISO 9000 сприяло оптимізації процесів планування, розподілу ресурсів, визначенню додаткових підходів до оцінювання результатів його діяльності, а також покращенню результативності та ефективності державного управління в сфері забезпечення ядерної та радіаційної безпеки.

Література

1. ДСТУ ISO 9001–2001 “Системи управління якістю. Вимоги”, введений в дію наказом Держстандарту України від 27 червня 2001 р. № 317.
2. Постанова Кабінету Міністрів України від 11 травня 2006 р. № 614 “Про затвердження Програми запровадження системи управління якістю в органах виконавчої влади”.
3. Указ Президента України від 5 грудня 2000 р. № 1303/2000 “Про державне регулювання ядерної та радіаційної безпеки”.
4. Закон України “Про використання ядерної енергії та радіаційну безпеку” №39/95-ВР від 08 лютого 1995 р.
5. Положення про Державний комітет ядерного регулювання України (затверджено постановою Кабінету Міністрів України від 27 грудня 2006 р. № 1830).
6. Загальна настанова з управління якістю Держатомрегулювання (СУЯ–02), введена наказом Держатомрегулювання від 25.07.2008 № 143.

Надійшла до редакції 17.12.2008.

Ю. В. Бончук, Г. Г. Ратиа, А. В. Кашпаров

Научно-исследовательский институт радиационной защиты АТН Украины

Выбросы при нормальной эксплуатации АЭС и облучение населения

Рассмотрены принципы расчета доз населения при нормальной эксплуатации АЭС. Полученные результаты расчетов проанализированы с точки зрения установления радиационно-гигиенических регламентов первой группы (контрольные и допустимые уровни выброса), для которых даны рекомендации.

Ю. В. Бончук, Г. Г. Ратиа, О. В. Кашпаров

Викиди при нормальній експлуатації АЕС і опромінення населення

Розглянуто принципи розрахунку доз населення при нормальній експлуатації АЕС. Отримані результати розрахунків проаналізовані з точки зору встановлення радіаційно-гігієнічних регламентів першої групи (контрольні і допустимі рівні викиду), для яких наведено рекомендації.

Актуальная для современной ядерной энергетики проблема анализа дозиметрической обстановки, формируемой газо-аэрозольным выбросом АЭС, тесно связана с вопросами нормирования выброса (контрольные и допустимые уровни) не только при аварийных ситуациях и радиационных авариях, но и в условиях нормальной эксплуатации. Сложности анализа и обработки большого объема динамически изменяющихся входных данных и наличие выпадений на поверхность почвы, формирующихся в течение длительного времени эксплуатации АЭС, обуславливают сложности прогнозирования результата и приводят к непропорциональности изменения эффективных доз населения изменению выброса.

В статье приводятся результаты анализа дозиметрической обстановки для населения, проживающего в зоне наблюдения Ровенской АЭС (РАЭС).

Методы расчета доз облучения

Исходные данные. Для расчёта доз облучения используются исходные данные, подразделяющиеся на две группы. К первой относятся «динамические» данные, варьирующиеся во времени: метеорологические данные, получаемые с метеостанции эксплуатируемой РАЭС, а также величины газо-аэрозольного выброса каждого из контролируемых радионуклидов, определяемые непосредственно на источнике выброса. Вторая группа включает в себя параметры, специфические для РАЭС, но являющиеся, в определенной степени, «статическими» ввиду своей неизменности во времени. К ним относятся высоты источников выброса, расстояния от источников выброса до границы санитарно-защитной зоны (СЗЗ) и др.

Методы расчета доз облучения населения, проживающего в зоне наблюдения РАЭС, ориентированы в первую очередь на возможности формирования «динамических» данных о метеорологических условиях и величине газо-аэрозольного выброса. Цех радиационной безопасности (ЦРБ) РАЭС имеет возможность предоставлять сводные посуточные метеорологические данные о повторяемости:

категорий устойчивости атмосферы от А до G (по Пасквиллу);

направления ветра по 16 секторам (каждый по 22,5°);

скорости ветра по 10 диапазонам скоростей (от 0 до 60 м·с⁻¹).

Указанные данные представляются в табличной форме. На рис. 1 приведен пример фактических суточных данных (отображены только ненулевые значения в процентах) о повторяемости метеоусловий по направлениям ветра (по столбцам), а также по категориям устойчивости и градации по скоростям ветра (по строкам). Представленная таблица имеет ярко выраженную разреженность, при этом более 90 % времени в течение суток направление ветра находилось в пределах двух секторов (что составляет 45°). Скорость ветра варьировалась в диапазоне от 1 до 6 м·с⁻¹ (более 75 % — от 3 до 6 м·с⁻¹), при этом на рисунке оставлены только 7 из 10 диапазонов скоростей ветра — от 0,4 до 8 м·с⁻¹. Подобная структура и наполненность характерны для таблиц, содержащих рассматриваемые метеоданные.

Кроме рассмотренных выше метеоданных, ЦРБ РАЭС представляет сводные посуточные данные о повторяемости осадков с приведением вымывающей способности осадков каждого типа к абсолютной вымывающей способности дождя интенсивностью 1 мм·ч⁻¹ (в таблицах, структура которых аналогична приведенной на рис. 1).

	м/с	С	СВ	В	ЮВ	Ю	ЮЗ	З	СЗ
A	0.4 - 1								
	1 - 2								
	2 - 3								
	3 - 4								
	4 - 6								
	6 - 8								
B	0.4 - 1								
	1 - 2				0.556	0.069			
	2 - 3				1.458	0.625			
	3 - 4				0.208	0.139			
	4 - 6								
	6 - 8								
C	0.4 - 1								
	1 - 2				0.278	0.069			
	2 - 3				2.847	2.986			
	3 - 4			0.139	3.472	2.083			
	4 - 6				0.278	0.069			
	6 - 8								
D	0.4 - 1								
	1 - 2					0.139			
	2 - 3				0.694	1.736	0.208		
	3 - 4				3.542	3.403			
	4 - 6				1.042	0.417			
	6 - 8								
E	0.4 - 1								
	1 - 2					0.069			
	2 - 3				0.069	4.375	1.389		
	3 - 4				0.694	8.750	3.542		
	4 - 6			0.208	5.069	0.278	0.208		
	6 - 8								
F	0.4 - 1								
	1 - 2								
	2 - 3				0.208	0.556			
	3 - 4				0.903	1.319	0.417		
	4 - 6				0.764				
	6 - 8								
G	0.4 - 1								
	1 - 2								
	2 - 3			0.069	4.375	1.250	0.556		
	3 - 4			1.458	12.778	4.722	0.903		
	4 - 6			0.694	16.736	1.111	0.069		
	6 - 8								

Рис. 1. Пример таблицы с данными о фактической суточной повторяемости, %, метеоусловий по категориям устойчивости, направлениям ветра и градации по скоростям ветра

Данные о величине газо-аerosольного выброса РАЭС представляются в двух формах:

выброс ^{131}I и инертных радиоактивных газов (ИРГ) за сутки;

выброс ^{51}Cr , ^{54}Mn , ^{59}Fe , ^{58}Co , ^{60}Co , ^{90}Sr , ^{95}Zr , ^{95}Nb , $^{110\text{m}}\text{Ag}$, ^{134}Cs , ^{137}Cs за месяц.

Поскольку метеорологические данные и данные о выбросе радионуклидов структурно различны, для выполнения расчетов приняты допущения, позволяющие их совместное использование и заключающиеся в равномерности выброса ^{131}I и ИРГ в течение суток и других радионуклидов в течение месяца.

Для моделирования выброса ИРГ используется следующий их состав: 10 % ^{88}Kr , 72 % ^{133}Xe , 18 % ^{135}Xe . Такой состав соответствует составу ИРГ, установленному документом «Порядок установления допустимых уровней сбросов и выбросов АЭС Украины (радиационно-гигиенические регламенты I группы). Методические указания» и обеспечивает выполнение консервативно-реалистичных дозовых оценок.

Расчеты доз облучения. Структура метеорологических данных формирует следующий подход к расчетам доз населения: зона наблюдения РАЭС разбивается на 16 секторов (соответствующих 16 направлениям ветра в метеоданных, рис. 2), каждый из которых, в свою очередь, подразделяется на подсектора (по расстоянию от источника выброса). Разбиение по расстоянию от источника выброса производится от 2,5 км (радиус СЗЗ РАЭС) до 10 км по каждому из секторов (до 20 «элементов» расчёта в секторе, с учетом наличия населенных пунктов), т. е. выделяется диапазон расстояний, где возможно достижение максимальных значений эффективных доз населения.

Таким образом, каждому подсектору ставятся в соответствие координаты (φ, x) , где φ — угол, соответствующий сектору, x — расстояние от источника выброса [в дальнейшем такой подсектор сокращенно называется «подсектор (φ, x) », а весь сектор — «сектор φ »].

Расчеты доз по каждому из построенных подсекторов выполняются для населения референтных возрастов (τ) ,

среднесуточные (за календарную дату Θ) объемная (в приземном слое воздуха) и поверхностная (на почве) удельные активности радионуклида в подсекторе (φ, x) ; $g_{\tau,i}^{cl}$ и $g_{\tau,i}^{srf}$ — эффективные дозы внешнего облучения на единицу объемной удельной активности радионуклида в воздухе и слое почвы толщиной 5 см, соответственно [1]; L — толщина верхнего слоя почвы (принимается равной 5 см).

При расчете доз внешнего облучения используется коэффициент режима поведения, отражающий особенности облучения населения и соответствующим способом уменьшающий дозы облучения. С учетом данных [2] применяются следующие значения этого коэффициента: 0,29 — села, 0,2 — поселки городского типа и малые города с преобладанием одноэтажных жилых домов, 0,13 — города.

Ожидаемые эффективные дозы внутреннего облучения населения в подсекторе (φ, x) за счет ингаляционного и перорального поступления радионуклида в течение календарного года определяются таким образом:

$$E_{\tau,i}^{inhal}(\varphi, x) = g_{\tau,i}^{inhal} \sum_{\Theta} A_{V,i}(\varphi, x, \Theta);$$

$$E_{\tau,i}^{ingest}(\varphi, x) = e_{\tau,i}^{ingest} \sum_{\Theta} I_{\tau,i}^{ingest}(\varphi, x, \Theta), \quad (3)$$

где $g_{\tau,i}^{inhal}$ — эффективная доза внутреннего облучения (за счет ингаляционного поступления) на единицу объемной удельной активности радионуклида в воздухе; $e_{\tau,i}^{ingest}$ — эффективная доза внутреннего облучения на единицу перорального поступления радионуклида; $I_{\tau,i}^{ingest}(\varphi, x, \Theta)$ — суточное пероральное поступление радионуклида.

Значения $g_{\tau,i}^{inhal}$ и $e_{\tau,i}^{ingest}$ рассчитываются согласно биокинетическим и дозиметрическим моделям Международной комиссии по радиологической защите, в частности [3], [4].

Как следует из приведенных формул, базовыми величинами для выполнения дозовых расчетов являются среднесуточные значения объемной (в воздухе) и поверхностной (на почве) удельных активностей радионуклидов. Для их расчетов применяется модель Гаусса [5], [6] распространения примеси с облаком выброса. Среднесуточная объемная удельная активность радионуклида в приземном слое воздуха в подсекторе (φ, x) за календарную дату Θ рассчитывается по формуле

$$A_{V,i}(\varphi, x, \Theta) = Q_i(\Theta) \frac{N}{\sqrt{2\pi^3 x}} \times \sum_{\chi} \left[\frac{1}{\sigma_{z,\chi}(x)} \exp\left(-\frac{h^2}{2\sigma_{z,\chi}^2(x)}\right) \sum_w \frac{P_{\varphi,\chi,w}^{\Theta} F_{i,\chi,w}(\varphi, x, \Theta)}{u_{\varphi,\chi,w}^{\Theta}} \right], \quad (4)$$

где $Q_i(\Theta)$ — выброс радионуклида; N — количество секторов (16); χ — категория устойчивости атмосферы; w — диапазон скорости ветра для χ -й категории устойчивости; $P_{\varphi,\chi,w}^{\Theta}$ — среднесуточная повторяемость χ -й категории устойчивости атмосферы для w -й скорости ветра в секторе φ ; $\sigma_{z,\chi}(x)$ — стандартное отклонение распределения примеси в облаке выброса в вертикальном направлении для χ -й категории устойчивости атмосферы; $u_{\varphi,\chi,w}^{\Theta}$ — w -я скорость ветра в секторе φ для χ -й категории устойчивости; h — эффективная высота выброса; $F_{i,\chi,w}(\varphi, x, \Theta)$ — функция

истощения радионуклида в облаке выброса для χ -й категории устойчивости атмосферы при w -й скорости ветра в подсекторе (φ, x) (является произведением функций истощения за счет сухого осаждения, влажного осаждения и радиоактивного распада).

Расчеты $\sigma_{z,\chi}(x)$ и $F_{i,\chi,w}(\varphi, x, \Theta)$ выполняются согласно [5], [6], [7].

Значения среднесуточных (за календарную дату Θ) поверхностных удельных активностей радионуклидов на почве в подсекторе (φ, x) путем интегрирования за все время работы РАЭС

$$A_{S,i}(\varphi, x, \Theta) = \int_{\Theta_0}^{\Theta} \dot{A}_{S,i}(\varphi, x, t) \exp(-\Lambda_{sum,i}(\Theta - t)) dt, \quad (5)$$

где Θ_0 — начало аккумуляции выпадений (начало работы РАЭС); $\dot{A}_{S,i}$ — плотность потока осаждения радионуклида на почву; $\Lambda_{sum,i}$ — постоянная снижения активности радионуклида, являющаяся суммой постоянной радиоактивного распада, скорости падения активности в результате перемещения за пределы верхнего (прикорневого) слоя почвы и скорости фиксации радионуклида в почве [8].

Среднесуточные плотности потока осаждения радионуклидов на поверхность почвы определяются суммированием среднесуточных плотностей потока осаждения радионуклидов на поверхность почвы в подсекторе (φ, x) вследствие сухого осаждения и вымывания осадками, определяемых согласно [7].

Для учета процессов вторичного ветрового подъема среднесуточная объемная удельная активность радионуклида в воздухе дополнительно корректируется:

$$\tilde{A}_{V,i}(\varphi, x, \Theta) = A_{V,i}(\varphi, x, \Theta) \left[1 + \int_{\Theta_0}^{\Theta} \dot{A}_{S,i}(\varphi, x, t) K_{\alpha,i}(\Theta - t) dt \right], \quad (6)$$

где $A_{V,i}(\varphi, x, \Theta)$ — среднесуточная объемная удельная активность радионуклида в воздухе без учета вторичного ветрового подъема; $K_{\alpha,i}$ — функция дефляции, рассчитываемая по формуле [7]

$$K_{\alpha,i}(t) = 10^{-5} \exp\left[-\left(1,47 \cdot 10^{-7} + \lambda_{r,i}\right) t\right] + 10^{-9} \exp\left[-\left(2,2 \cdot 10^{-10} + \lambda_{r,i}\right) t\right]. \quad (7)$$

Важной составляющей дозиметрических расчетов является определение величин перорального поступления радионуклидов. Для этой цели используется модель ECOSYS [8], модифицированная с учетом уровней потребления продуктов питания, характерных для населения Украины. Поскольку величины перорального поступления радионуклидов с загрязненными продуктами питания существенно зависят от сезонности выпадений, то по этой модели выполнены расчеты посуточных поступлений, формируемых выпадениями в каждый отдельный день года. Такие предварительно подготовленные наборы рассчитаны для всех рассматриваемых референтных возрастов.

Поскольку подробные исходные данные (в форме, изложенной в настоящем разделе) могут быть предоставлены

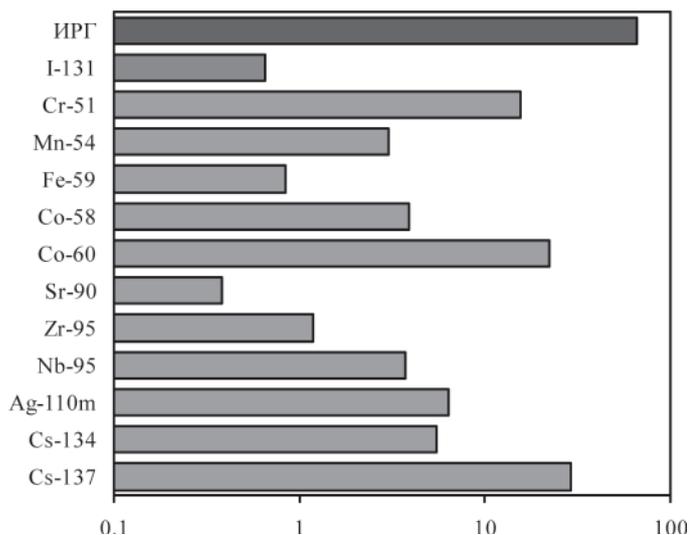


Рис. 3. Газо-аэрозольный выброс РАЭС в 2007 г. (активность ИРГ приведена в ТБк, I¹³¹ — в ГБк, остальных радионуклидов — в МБк)

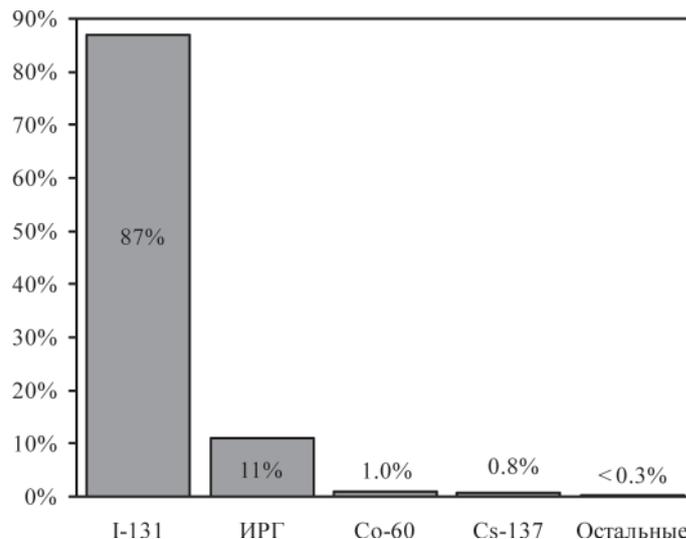


Рис. 4. Вклад радионуклидов в суммарную эффективную дозу за 2007 г. для населения, проживающего в зоне наблюдения РАЭС

только с 2006 г., то для учета последствий выброса РАЭС за предыдущие годы (сформировавших загрязнение почвы и последующее поступление с продуктами питания) используются усредненные метеоданные и данные о выбросе.

Результаты расчетов и их обсуждение. Расчеты доз облучения выполнены по данным о метеорологических условиях и величинам газо-аэрозольного выброса РАЭС в 2006–2007 гг. Как упоминалось выше, для расчетов по обоим годам использованы усредненные данные об их «предыстории» (до 2005 г. включительно), однако «предыстория» для 2007 г. включает в себя и подробные данные за 2006 г., поэтому результаты расчетов доз за 2007 г. более надежны. Таким образом, для более детального рассмотрения представлены расчеты доз за 2007 г.

Величины газо-аэрозольного выброса РАЭС отдельных радионуклидов за 2007 г. приведены на рис. 3.

По результатам расчетов наибольшие годовые дозы облучения получают дети (референтный возраст 1 год). Основной вклад в суммарную дозу облучения (рис. 4) формируют I¹³¹ и, частично, ИРГ; вклад остальных радионуклидов незначителен. При этом I¹³¹ практически полностью формирует дозу за счет перорального пути поступления (прежде всего, за счет поступления с молоком и листовыми овощами). Практически такая же ситуация имеет место с ИРГ и дозой внешнего облучения от облака выброса.

Поскольку большая часть дозы формируется I¹³¹, то на рис. 5 представлены более подробные данные о динамике выброса I¹³¹ в 2006–2007 гг.

На рисунке хорошо видна неравномерность выброса йода: отношение максимального выброса за месяц к минимальному достигает 77 (такая вариабельность выбросов объясняется количеством блоков РАЭС, находящихся в разных режимах эксплуатации). Подобная ситуация наблюдается и для других радионуклидов, например для ⁵⁸Со эта величина равна 91, для ⁹⁵Nb — 61, для ^{110m}Ag — 47. Однако в отличие от I¹³¹ вклад этих радионуклидов в суммарную дозу очень мал. Что касается радионуклидов, которые могут заслуживать большего внимания (с точки зрения вклада в суммарную дозу), то для ¹³⁷Cs такое отношение равно 17, а для ⁶⁰Со — 22. Вариация выброса ИРГ существенно меньше и не превышает 3.

Возвращаясь к I¹³¹, следует обратить внимание на то, что суточная вариабельность его выброса существенно больше, чем для интервалов месячной продолжительностью. Особенно отчетливо это наблюдается на примере 2006 г., когда выброс I¹³¹ за четверо последовательных суток в июне составил 39 % годового выброса (а за 20 суток — 96 %). Ввиду малого периода полураспада I¹³¹, он наиболее «радиологически» опасен в случае выброса летом, чем и объясняется столь значительный вклад этого радионуклида в суммарную дозу облучения. В 2007 г. картина не столь яркая, как в 2006 г., но, тем не менее, достаточно сильная неравномерность прослеживается и здесь, когда суммарный выброс за три летних месяца составил 81 % годового выброса.

Полученные результаты (особенно по йоду) важны также с точки зрения процедур радиационно-гигиенического регламентирования, а именно для целей установления и контроля значений контрольных и допустимых уровней выброса. Так как контрольные уровни устанавливаются исходя из достигнутого на объекте уровня радиационного благополучия, они должны отражать это благополучие в зависимости от режима эксплуатации объекта (и, естественно, будут существенно отличаться для разных режимов). Поскольку имеются примеры существенной вариабельности выброса радионуклидов

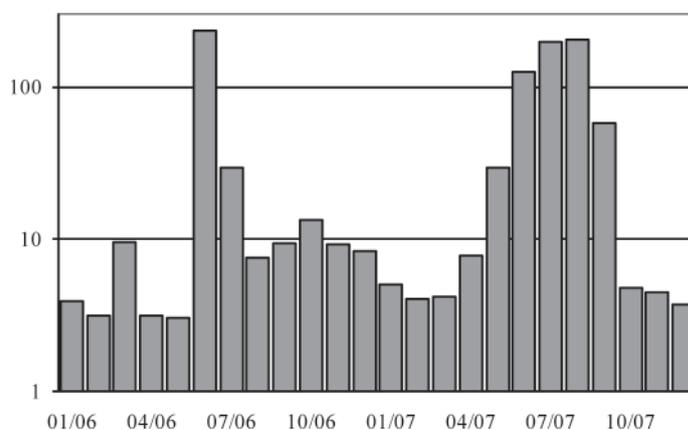


Рис. 5. Выброс I¹³¹ по месяцам 2006–2007 гг. («10/06» означает октябрь 2006 г.)

(например, почти 40 % годового выброса за четверо последовательных суток), то установление контрольных уровней (КУ) безотносительно к режиму эксплуатации блока АЭС (работа на мощности, планово-профилактический ремонт) приводит к определенной потере «функциональности» самих КУ и их неадекватности текущей ситуации. Другими словами, по отношению к одному режиму эксплуатации значения КУ могут быть значительно завышенными (а значит, не отвечающими «благополучию» такого состояния объекта), а по отношению к другому, наоборот, несколько заниженными (что может приводить к «ложной тревоге» при их превышении, которое еще не свидетельствует о радиационном «неблагополучии»). Естественным выходом из такой ситуации является установление КУ выбросов для каждого из блоков АЭС в зависимости от режима его эксплуатации.

Что касается допустимых уровней выброса, то значения пределов выброса радионуклидов рассчитываются исходя из «равномерности» метеорологических условий и величин выброса на протяжении всего календарного года. При значительном выбросе радионуклидов за несколько последовательных суток воздушный перенос радионуклидов происходит в направлении одних и тех же секторов, а не равномерно распространяется по всем. Таким образом, учет фактического сочетания метеорологических условий и величин выброса приводит к существенным отличиям от среднестатистических результатов. Например, при использовании усредненных исходных данных годовые дозы за счет перорального поступления были бы почти в 3 раза меньше, чем при использовании фактических данных РАЭС. Такие результаты диктуют необходимость при установлении пределов выброса учитывать возможные вариации метеорологических условий и величин выброса, например путем введения соответствующим образом обоснованных коэффициентов варибельности.

Выводы

1. По результатам расчетов годовых доз облучения (формируемых выбросом РАЭС при нормальной эксплуатации) населения, проживающего в зоне наблюдения РАЭС, основной вклад в суммарную дозу облучения (87 %) формирует ^{131}I (за счет перорального поступления с молоком и листовыми овощами). Вклад инертных радиоактивных газов (за счет внешнего облучения от облака выброса) достигает 11 %. Суммарный вклад ^{60}Co и ^{137}Cs составляет около 2 %.

2. Выбросы радионуклидов (особенно ^{131}I) имеют существенную варибельность на протяжении года, что объяс-

няется различным количеством блоков АЭС, находящихся в разных режимах эксплуатации. При этом выброс ^{131}I за четверо последовательных суток может достигать почти 40 % общего годового выброса, а за 20 суток — 96 %. Дозы облучения, рассчитанные с учетом фактических метеорологических данных и динамики выброса, почти в 3 раза превышают дозы облучения, полученные по усредненным за год исходным данным.

3. Существенная варибельность выброса радионуклидов, приводящая к более высоким дозам облучения, говорит о необходимости более тщательной регламентации в сфере установления значений контрольных и допустимых уровней выброса. Контрольные уровни выбросов могут устанавливаться для каждого из блоков АЭС в зависимости от режима его эксплуатации. При установлении пределов выброса целесообразно учитывать наблюдаемую варибельность метеорологических условий и величин выброса.

Литература

1. Eckerman K. F., Leggett R. W., 1996. DCFPAK: Dose coefficient data file package for Sandia National Laboratory, Oak Ridge National Laboratory Report ORNL/TM13347, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge.
2. Likhtariov I., Kovgan L., Novak D., Vavilov S., Jacob P. and Paretzke H. G., 1996. Effective doses due to external irradiation from the Chernobyl accident for different population groups of Ukraine. *Health Phys.* 70(1), 87–98.
3. ICRP Publication 66. Human Respiratory Tract Model for Radiological Protection. — Oxford: Pergamon Press, 1994. — 482 p. (Публикация 66 МКРЗ, Модель респираторного тракта человека для радиологической защиты).
4. ICRP Publication 67. Age-Dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: — Part 2. Ingestion Dose Coefficients. — Oxford: Pergamon Press, 1993. — 166 p. (Публикация 67 МКРЗ, Возраст-зависимые дозы лиц из населения от поступления радионуклидов. — Ч. 2: Дозовые коэффициенты при пероральном поступлении).
5. IAEA, 1980. Atmospheric Dispersion in Nuclear Power Plant Siting. A Safety Guide. IAEA Safety series No. 50-SG-S3.
6. IAEA, 1982. Generic Models and Parameters for Assessing the Environmental Transfer of Radionuclides from Routine Releases. Exposures of critical groups. IAEA Safety series № 57.
7. Гусев Н. Г., Беляев В. А. Радиоактивные выбросы в биосфере: Справочник. — М.: Энергоатомиздат, 1986. — 224 с.
8. Muller H., Prohl G., 1993. ECOSYS-87: A dynamic model for the assessment of the radiological consequences of nuclear accidents. *Health Phys.* 64, 232–252.

Надійшла до редакції 16.01.2009.

Существующие дозы облучения населения Украины

Приведены оценки эффективных доз облучения населения Украины, обусловленные техногенно-усиленными источниками природного происхождения (радон в воздухе жилых помещений, радиоактивность строительных материалов и питьевой воды), а также оценки доз облучения населения от неуправляемых источников. Установлена средневзвешенная суммарная доза облучения населения Украины и часть, приходящаяся на регулируемый компоненту этой величины.

Т. О. Павленко, І. П. Лось

Існуючі дози опромінення населення України

Наведено оцінки ефективних доз опромінення населення України від техногенно-підсилених джерел природного походження (радон у повітрі приміщень, радіоактивність будівельних матеріалів та питної води), а також оцінки доз опромінення, обумовлені некерованою компонентою сумарної дози. Визначено середньозважену сумарну дозу опромінення населення України та частину, що припадає на керовану компоненту цієї величини.

Оценка средневзвешенных эффективных доз (ЭД) для различных ситуаций облучения служит одним из базовых критериев при проведении процедур оправданности и оптимизации радиологической защиты населения. Для техногенно-усиленных источников природного происхождения (управляемая компонента суммарной дозы) эти величины во многом зависят от структуры жилищного фонда и демографической ситуации в стране, которые за последние 15 лет претерпели большие изменения. Миграция населения в поисках работы, низкая рождаемость и высокая смертность привели к существенному изменению соотношения городского и сельского населения, их возрастной структуры и т. д. — тех параметров, которые в значительной мере влияют на оценку величины ЭД. Так, в 1991 г. сельское население составляло 55 % общей численности жителей Украины, сегодня — 31 % [1], [2]. На уровне отдельных регионов эти изменения еще разительнее. Например, в Донецкой обл. осталось только 24 % населения, проживавшего в сельской местности в 1992 г., в Луганской — 27 %, Киевской — 50 %. В западных областях эта величина варьирует от 15 до 20 %.

Научные исследования, проведенные в течение последних 10 лет, позволили получить новую информацию об уровнях облучения населения природными источниками [3]. Дополнительно было обследовано более 15 тыс. сельских домов на содержание радона в воздухе с месячной экспозицией. Значительно увеличился массив данных о содержании природных радионуклидов в питьевой воде артезианских скважин, строительных материалах, продуктах питания [4], [5], выполнены оценки ЭД населения для ситуации пролонгированного облучения и т. д.

В данной статье приводятся основные результаты последних исследований в контексте суммарных эффективных доз облучения населения различных регионов Украины.

Методи досліджень

Эффективные дозы облучения населения рассчитаны по математическим моделям, предложенным Международной комиссией по радиологической защите (МКРЗ) [6], и дозовым коэффициентам Национального комитета по действию атомной радиации Организации объединенных наций (НКДАР ООН) [7].

Для расчетов радоновой компоненты суммарной дозы использовались официальные статистические данные о демографии и собственные базы данных уровней радона в домах различных областей Украины (измерения 1989–2007 гг.). Расчеты проводились с рядом допущений. Во-первых, было принято, что сельское население проживает в одноэтажных зданиях; во-вторых, что среднее количество этажей для многоэтажных зданий составляет 9 и потому девятая часть городского населения проживает на первом этаже. Значения ЭД взвешивались сначала на уровне населенных пунктов, затем районов и, наконец, соответствующих областей с учетом структуры жилищного фонда.

Расчеты вклада в суммарную дозу облучения от составляющей, обусловленной природными радионуклидами, которые поступают в организм человека с питьевой водой, выполнены с учетом гидрогеологических особенностей каждого конкретного региона. Например, данные о содержании природных радионуклидов в пробах питьевой воды из артезианских скважин в Ровенской обл. и соответствующих

им ЭД были присвоены Волынской и Черниговской областям, которые располагаются вне Украинского кристаллического щита (УКЩ).

Для оценки вклада строительных материалов было принято допущение, что при строительстве домов используются только те материалы и сырье, которые производятся в данном регионе либо завозятся из ближайшей области (наиболее экономически выгодный вариант). Например, песок и щебень, добытые в Днепропетровской обл., поставляются в восточные регионы и на юг страны.

Значение суммарной среднегодовой ЭД облучения населения отдельных регионов Украины, обусловленное техногенно-усиленными источниками природного происхождения ($\bar{E}_{\text{ТУИП}}$), определялось с учетом всех ее составляющих, мЗв·год⁻¹:

$$\bar{E}_{\text{ТУИП}} = \bar{E}_{\text{Рн}} + \bar{E}_{\text{Вн}} + \bar{E}_{\text{П.В.}}$$

где $\bar{E}_{\text{Рн}}$ — среднегодовая ЭД облучения населения отдельных регионов за счет радона в воздухе жилых помещений; $\bar{E}_{\text{Вн}}$ — среднегодовая ЭД внешнего гамма-излучения населения отдельных регионов, обусловленная радиоактивностью строительных материалов и сырья; $\bar{E}_{\text{П.В.}}$ — среднегодовая ЭД облучения населения отдельных регионов, обусловленная поступлением природных радионуклидов с питьевой водой артезианских скважин.

Результаты исследований

Радон в воздухе жилых зданий. С начала исследований уровней радона-222 в воздухе жилых зданий (1989 г.) было обследовано более 28 тыс. домов различного типа, из них порядка полутора тысяч квартир, расположенных на первых этажах многоэтажных зданий, более тысячи квартир, расположенных выше первого этажа, остальные — одноэтажные сельские здания различных архитектурно-планировочных решений.

На первом этапе исследований было определено, что критическим по уровням радона типом зданий являются одноэтажные сельские дома, поэтому в дальнейшем в основном обследовался именно этот тип.

Основные закономерности формирования уровней радона в воздухе на территории Украины, а также другие методические аспекты проведения измерений радона подробно приведены в работах [8], [9], [10].

На рис. 1 показано частотное распределение ЭД облучения населения Украины от радона в воздухе жилых помещений. Анализ частотного распределения, которое носит логнормальный характер, установил, что среднегеометрическое значение ЭД от радона составляет 2,4 мЗв·год⁻¹, стандартное отклонение — 2,9 мЗв·год⁻¹. Установлено также, что для 5 % (около 400 тысяч человек) населения страны ЭД облучения превышают 10 мЗв·год⁻¹.

Для городского населения, проживающего в многоэтажных зданиях, средневзвешенные ЭД на региональном уровне практически не отличаются и составляют 1,3–1,5 мЗв·год⁻¹ для первых этажей, порядка 1 мЗв·год⁻¹ — для квартир, расположенных выше первого этажа. Для сельского населения диапазон средневзвешенных ЭД значителен: от 1,2 до 8,2 мЗв·год⁻¹ (рис. 2) при среднегеометрическом значении 3,9 мЗв·год⁻¹.

С точки зрения вариабельности ЭД облучения населения сельских регионов наиболее показательна Киевская обл.

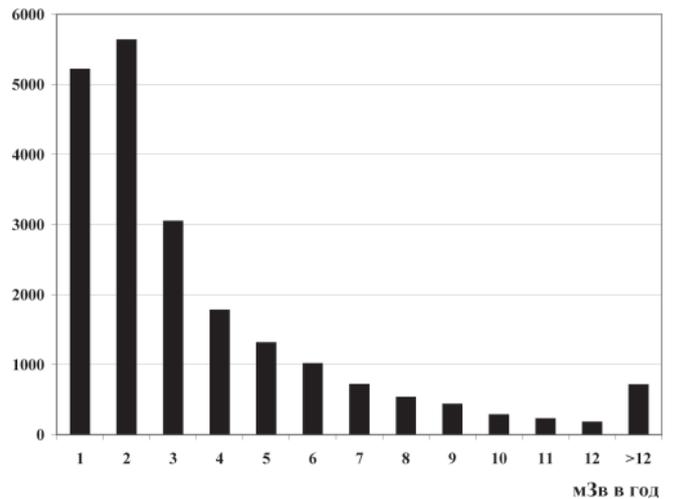


Рис. 1. Частотное распределение ЭД облучения населения Украины от радона в воздухе зданий

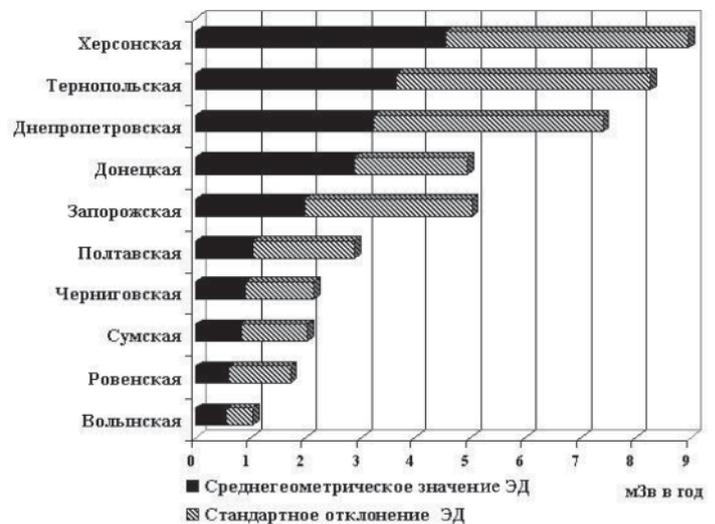


Рис. 2. Диапазон существующих средневзвешенных эффективных доз облучения населения некоторых областей Украины от радона в воздухе зданий

(рис. 3), где обследовано более 9 тыс. домов. Средневзвешенные по районам области ЭД лежат в диапазоне от 1,3 до 8,6 мЗв·год⁻¹. Анализ результатов исследования показал, что максимальные значения зафиксированы в южных районах, которые располагаются на УКЩ в местах новых разломов с повышенной трещиноватостью. Для этих районов также характерна застройка 1960–1970 гг. Возраст большинства жителей этого региона пенсионный, что тоже накладывает существенный отпечаток на их режим поведения, а следовательно, и на режим вентилирования помещений. Средневзвешенная по районам величина ЭД от радона в воздухе для населения Киевской обл. оценивается в 3,3 мЗв·год⁻¹. Минимальные значения присущи северным регионам области, которые располагаются вне щита в низкой части Полесья.

Таким образом, по сравнению с более ранними оценками (3,8 мЗв·год⁻¹) [11] значение средневзвешенной ЭД облучения от радона уменьшилось на 36 %, что, в первую очередь, связано с изменением демографической ситуации в стране и значительной миграцией населения — существенным увеличением доли городского населения.

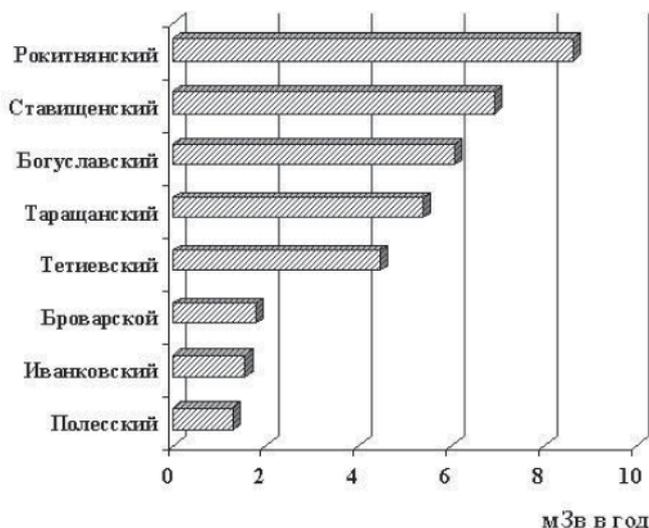


Рис. 3. Средневзвешенные ЭД облучения от радона в воздухе зданий населения некоторых районов Киевской обл.

Радиоактивность строительных материалов. Для оценки ЭД облучения населения, обусловленных излучением естественных радионуклидов, обследовано 22 карьера щебня, 8 карьеров песка и 3 карьера глины. Всего измерено порядка 1500 проб минерального строительного сырья. Проанализирована информация об архитектурно-планировочных решениях сельских зданий каждого региона, используемого в процессе оценки доз облучения. В основном необходимые сведения получены из собственных баз данных, которые заполнялись по сертификатам измерений радона в воздухе. Указанные сертификаты содержат информацию о материале, из которого построено здание, типе покрытий стен, подсыпке под фундамент, типе вентиляции и т. д. Например, сельский жилой фонд Киевской обл. на 60 % состоит из кирпичных зданий, 33 % — деревянных, 2 % — саманных и около 1 % домов построены из шлакоблоков и ракушечника; сельский жилой фонд Ровенской обл. на 65 % состоит из деревянных домов, 29 % — кирпичных, 8 % — шлакоблочных. Соответствующие оценки проведены и для других регионов.

Таблица 1. Эффективные дозы облучения населения Украины, обусловленные радиоактивностью строительных материалов, мЗв·год⁻¹

Область	Население	
	городское	сельское
Винницкая	0,31	0,10
Волынская	0,29	0,09
Днепропетровская	0,29	0,30
Житомирская	0,27	0,30
Запорожская	0,27	0,11
Ивано-Франковская	0,24	0,21
Киевская	0,33	0,20
Одесская	0,31	0,12
Полтавская	0,31	0,09
Ровенская	0,22	0,07
Харьковская	0,28	0,17
Херсонская	0,28	0,09
Черкасская	0,31	0,21

Оценки ЭД облучения городского населения рассчитаны для панельных и кирпичных домов, а затем полученные значения взвешены в соответствии со структурой жилищного фонда. В табл. 1 представлены основные результаты оценок ЭД облучения населения Украины, обусловленные радиоактивностью строительных материалов.

Анализ результатов исследований установил, что средневзвешенная ЭД облучения городского населения составляет 0,3 мЗв·год⁻¹, а средневзвешенная ЭД облучения сельского населения на уровне отдельных регионов отличается от этой величины в 2–3 раза.

Средневзвешенная в соответствии со структурой жилищного фонда ЭД облучения составила 0,23 мЗв·год⁻¹. Если сравнивать эту величину с более ранними оценками (0,26 мЗв·год⁻¹ [11]), то ее уменьшение, прежде всего, связано с системой ограничений, которая была введена в конце 80-х годов прошлого столетия (норматив на содержание естественных радионуклидов в строительных материалах). Возможно, эта величина уменьшилась бы значительно больше, если бы обновление жилищного фонда сохранилось в объемах 1990-х годов.

Естественные радионуклиды в питьевой воде. По результатам измерений более чем 1500 проб питьевой воды из артезианских скважин [5], [12], [13], сделаны оценки внутренних ЭД облучения населения страны, обусловленные этим источником. Установлено, что для населения, которое проживает на территории УКЩ и потребляет воду из артезианских скважин, средневзвешенные ЭД от радия-226 составляют 0,08, от урана — 0,09, радона-222 — 0,08 мЗв·год⁻¹. Соответствующие величины, средневзвешенные по всей территории Украины, оценены для радия-226 в 0,03 мЗв·год⁻¹, урана — 0,02, радона-222 — 0,07. Суммарная ЭД облучения от естественных радионуклидов, которые содержатся в питьевой воде артезианских скважин, — 0,12 мЗв·год⁻¹. Если учитывать, что эту воду употребляет около 10 % населения страны, вклад данной компоненты в суммарную дозу сегодня составляет порядка 0,1 мЗв·год⁻¹. Однако индивидуальные дозы облучения могут превышать 5 мЗв·год⁻¹.

Все перечисленные источники являются *управляемыми* и ограничиваются в соответствии с требованиями четвертой группы радиационно-гигиенических регламентов «Норм радиационной безопасности Украины» (НРБУ-97) [14]. Средневзвешенная величина этой компоненты для населения страны составляет 2,8 мЗв·год⁻¹; на уровне отдельных регионов вариabельность управляемой компоненты суммарной дозы облучения, обусловленной техногенно-усиленными источниками природного происхождения, может быть двух—четырёхкратной. На рис. 4 представлены соответствующие среднегеометрические значения этой компоненты на региональном уровне. Вариabельность ЭД представлена величинами стандартного отклонения, которые демонстрируют диапазон возможных ЭД облучения населения каждого конкретного региона.

Неуправляемые источники облучения населения Украины. К неуправляемым источникам относятся космическое излучение, космогенные радионуклиды, естественная радиоактивность грунтов и продуктов питания. Облучение этими источниками почти не меняется во времени и не поддается управлению.

Для большинства жителей Украины среднегодовая ЭД от космического излучения составляет 227–232 мкЗв·год⁻¹ и зависит от высоты территории проживания над уровнем моря. Если учитывать нейтронную составляющую,



Рис. 4. Суммарные ЭД облучения населения Украины, обусловленные техногенно-усиленными источниками природного происхождения

ее средневзвешенная величина может быть оценена в $0,3 \text{ мЗв}\cdot\text{год}^{-1}$.

Вторым по величине вклада в суммарную дозу источником является внутреннее бета-облучение, которое формируется за счет перорального поступления калия-40 с продуктами питания. Основные исследования содержания этого радионуклида в продуктах питания были проведены в 1990-е годы [15]. Среднегодовая ЭД облучения населения от этого источника оценена в $0,2 \text{ мЗв}\cdot\text{год}^{-1}$. В работе [15] приведены также оценки терригенной составляющей средневзвешенной ЭД облучения населения Украины, которая обусловлена природным гамма-фоном и составляет $0,15 \text{ мЗв}\cdot\text{год}^{-1}$.

В последние годы проведены оценки ЭД облучения населения Украины от урана-238 и тория-232 в продуктах питания. Для этого изучено содержание данных радионуклидов в 268 пробах суточных рационов жителей различных регионов страны [16]. Оценки соответствующих ЭД облучения приведены в [17]. Если проанализировать результаты этих оценок, то диапазон ЭД облучения от урана-238 составляет два порядка. Минимальные значения ЭД получает население Ровенщины — $0,08 \text{ мкЗв}\cdot\text{год}^{-1}$, максимальные — $3,43 \text{ мкЗв}\cdot\text{год}^{-1}$ — зафиксированы в Хмельницкой обл. В среднем по Украине ЭД облучения от урана в продуктах питания равна $0,71 \text{ мкЗв}\cdot\text{год}^{-1}$.

Диапазон ЭД облучения от тория-232 имеет меньший тренд: минимальные значения — $0,11 \text{ мкЗв}\cdot\text{год}^{-1}$ (Сумская обл.), максимальные — $0,65$ (Одесская обл.). Средневзвешенное значение ЭД от этого источника — $0,25 \text{ мкЗв}\cdot\text{год}^{-1}$.

Таким образом, средневзвешенная ЭД облучения, обусловленная пероральным поступлением урана-238 и тория-232, составляет около $0,1 \text{ мкЗв}\cdot\text{год}^{-1}$. Если сравнить эту величину с ЭД от калия-40 ($0,18 \text{ мЗв}\cdot\text{год}^{-1}$), то вкладом этого источника можно пренебречь.

Аварийные источники облучения населения Украины в контексте пролонгированного облучения. Детальная оценка существующих доз облучения населения, которое проживает на территориях, пострадавших от Чернобыльской аварии, приведена в [18], [19]. В данной статье мы коснемся

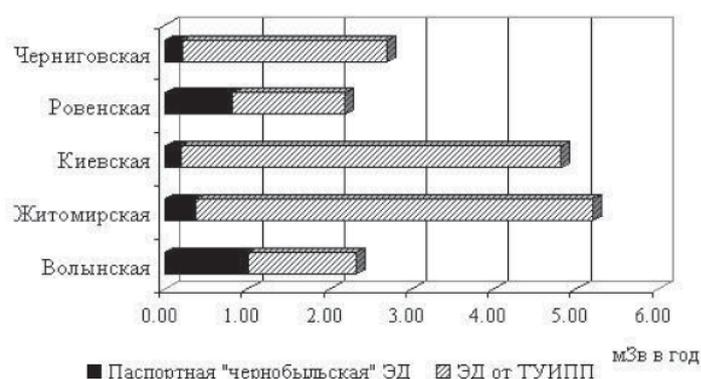


Рис. 5. Средневзвешенные ЭД облучения населения, которое проживает на территориях, загрязненных в результате аварии на ЧАЭС

только тех аспектов этой проблемы, которые связаны со сравнительным анализом вклада аварийных источников в суммарную дозу облучения (рис. 5).

Анализ результатов исследований показал, что максимальные эффективные дозы в контексте пролонгированного облучения сегодня получают некоторые жители Житомирской обл. — около $5 \text{ мЗв}\cdot\text{год}^{-1}$ и Киевской обл. — $4,6 \text{ мЗв}\cdot\text{год}^{-1}$. Минимальные значения ЭД зафиксированы в Волинской обл. — порядка $2 \text{ мЗв}\cdot\text{год}^{-1}$. Но если рассматривать процентный вклад аварийной компоненты в суммарную дозу, то ситуация несколько иная. Для большинства загрязненных областей «аварийные» дозы составляют 3—5 % величины пролонгированной компоненты. Исключением является Ровенская обл., для которой вклад аварийной компоненты оценивается в 36 % при средней суммарной ЭД $2 \text{ мЗв}\cdot\text{год}^{-1}$. В первую очередь это связано с благополучной ситуацией относительно облучения техногенно-усиленными источниками природного происхождения и существенными «аварийными» дозами внутреннего облучения (в основном за счет цезия-137 в продуктах питания).

Оценки структуры и величины вклада отдельных источников в суммарную дозу облучения являются обязательной составляющей процедур оправданности вмешательства и оптимизации контрмер, причем дозовый критерий может быть вторичным для некоторых сценариев облучения. Практика показала, что на поздней, восстановительной стадии аварии на принятие решения о вмешательстве больше влияют не «дозовые», а социальные и политические аспекты проблемы реабилитации пострадавших территорий. Тем не менее, анализ существующих доз облучения свидетельствует о том, что на всех загрязненных территориях сегодня превалируют техногенно-усиленные источники природного происхождения и эта компонента также должна учитываться при выборе защитных мероприятий (например, как косвенная контрмера по уменьшению существующих доз облучения).

Выводы

1. Средневзвешенная суммарная ЭД облучения населения Украины, обусловленная природными источниками, составляет $3,5 \text{ мЗв}\cdot\text{год}^{-1}$. Вклад управляемой компоненты в суммарную дозу оценивается в $2,8 \text{ мЗв}\cdot\text{год}^{-1}$, причем существенная доля этой дозы формируется за счет радона-222 в воздухе зданий — $2,4 \text{ мЗв}\cdot\text{год}^{-1}$ (72 %).

2. Изменения, которые произошли в демографической ситуации и структуре жилищного фонда, привели к существенному изменению средневзвешенной ЭД облучения населения Украины: де-факто она уменьшилась почти в два раза. Соответствующие оценки для сельского населения претерпели значительно меньшие изменения. Для техногенно-усиленных источников природного происхождения средневзвешенная ЭД облучения составила $3,9 \text{ мЗв}\cdot\text{год}^{-1}$, а ЭД от всех природных источников — $4,6 \text{ мЗв}\cdot\text{год}^{-1}$.

3. Установлена значительная вариабельность ЭД облучения на региональном уровне. Отличается также структура и относительная величина вклада отдельных источников в суммарную ЭД облучения.

Литература

1. Населення України: 1992 рік // Демографічний щорічник. — К.: Техніка, 1993. — 238 с.
2. Демографічна ситуація в Україні, № 174 // www.ukrstat.gov.ua.
3. Павленко Т. О. Рівні радону в повітрі будинків України // Довкілля та здоров'я. — 2007. — № 2. — С. 22–25.
4. Павленко Т. О., Аксьонов М. В., Фризюк М. А. Будівельні матеріали як джерело доз опромінення населення України // Вестник гигиены и эпидемиологии. — 2007. — Т. 11, № 1. — С. 94–96.
5. Бузинний М. Г. Природна радіоактивність питної води свердловин на території України // Гігієнічна наука та практика на рубежі століть: Мат. 14 з'їзду гігієністів України. — Т. II. — Дніпропетровськ: АРТ-ПРЕС, 2004. — С. 308–310.
6. ICRP Publication 65. Protection Against Radon-222 at Home and at Work. — Vienna: Pergamon, 1994. — 78 p. (Annals of the ICRP Vol. 23 No. 2).
7. Effects of Radiation on the Environment: Report to the General Assembly with Scientific Annex / United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation (UNSCEAR 2000). — New York: UN, 2000. — 842 p.
8. Pavlenko T. A., Los I. P. Indoor ^{222}Rn levels and irradiation doses on the territory of Ukraine // Radiation Measurements. — 1995. — V. 25, N 1–4. — P. 595–600.
9. Pavlenko T. O., Los I. P., Aksenov N. V. Exposure Doses due to Indoor ^{222}Rn in Ukraine and Basic Directions for Their Decrease // Radiation Measurements. — 1997. — V. 28, N 1–6. — P. 733–738.
10. Павленко Т. Контроль радона в воздухе жилых помещений // СЕС: профілактична медицина. — 2007. — № 5. — С. 28–31.
11. Дози опромінення населення України джерелами природної радіоактивності / Лось І. П., Павленко Т. А., Бузинний М. Г. та ін. // Радіаційна безпека в Україні: Бюлетень НКРЗУ. — 1994. — № 1. — С. 26–29.
12. Zelensky A. V., Buzynny M. G., Los I. P. Measurement of Radium-226, radon-222 and Uranium-238,234 in Underground Water of the Ukraine with Ultra Low-Level Liquid Scintillation Counter // Proc. of Int. Conf. on Advances in LSC, Radiocarbon. — 1993. — P. 405–411.
13. Костенецький М. И., Севальнев А. И. Радиоактивность питьевой воды подземных источников и дозы облучения населения: Мат. III Междунар. водного форума АКВА Украина-2005. — К., 2005. — С. 229–232.
14. Норми радіаційної безпеки України (НРБУ-97): Державні гігієнічні нормативи. ДГН 6.6.1.-6.5.001-98. — 135 с.
15. Лось И. П. Гигиеническая оценка дозообразующих источников ионизирующих излучений природного и техногенного происхождения и доз облучения населения Украины. Дис. ... доктора биол. наук.: 14.00.07. Защищена 1993. Утверждена 1993. — К., 1993. — С. 402.
16. Shiraiishi K. Dietary intakes of trace elements and health effects in Ukraine: Report of Research Project, grant-in-aid for Scientific Research, Japan Society for the Promotion of Science / National Institute of Radiological Sciences. Chiba, Japan. — Chiba, 2005. — P. 66, 134.
17. Аксьонов Н. В., Павленко Т. А., Фризюк М. А. Дозы облучения населения Украины, обусловленные поступлением урана и тория с продуктами питания // Гіг. насел. місць. — 2008. — № 51. — С. 302–305.
18. Лось І. П., Павленко Т. О. Порівняльна оцінка доз опромінення населення джерелами «аварійного» та «неаварійного» походження // Журнал академії мед. наук України. — 2006. — Т. 12, № 1. — С. 168–173.
19. Павленко Т. О. Оцінка існуючих доз опромінення населення, що мешкає на територіях, забруднених внаслідок аварії на ЧАЕС // Довкілля та здоров'я. — 2006. — № 1 (36). — С. 23–25.

Надійшла до редакції 22.01.2009.

В. О. Давыдов¹, О. В. Маслов¹,
О. В. Неделін²

¹ Одеський національний політехнічний університет

² Національний технічний університет України «КПИ»

Оценка качества восстановления распределения выгорания по объему ТВС методами пассивной компьютерной томографии

Пассивная алгебраическая реконструктивная томография позволяет оценить состояние топлива внутри ТВС. Проведен анализ результатов восстановления активностей твэлов по объему ТВС. Предложено использовать для оценки качества восстановления активностей твэлов относительную дисперсию отклонения активностей твэлов в пределах всей томограммы, относительную дисперсию отклонения активностей твэлов в пределах одного ряда, максимальное отклонение активности в пределах одного ряда и гистограммы отклонения активностей твэлов. При восстановлении активностей твэлов предложено одновременно использовать результаты спектрометрических измерений для различных значений энергии собственного гамма-излучения ТВС.

В.О. Давидов, О.В. Маслов, О.В. Неделін

Оцінка якості відновлення розподілу вигорання по об'єму ТВЗ методами пасивної комп'ютерної томографії

Пасивна алгебраїчна реконструктивна томографія дозволяє оцінити стан палива усередині ТВЗ. Проведено аналіз результатів відновлення активності твелів по об'єму ТВЗ. Запропоновано використовувати для оцінки якості відновлення активності твелів відносно дисперсію відхилення активності твелів у межах всієї томограми, відносно дисперсію відхилення активності твелів у межах одного ряду, максимальне відхилення активності в межах одного ряду і гистограми відхилення активності твелів. При відновленні активності твелів запропоновано одночасно використовувати результати спектрометричних вимірів для різних значень енергії власного гамма-випромінювання ТВЗ.

В настоящее время система определения глубины выгорания ядерного топлива (ЯТ) основана исключительно на расчетных методах с применением постоянно дорабатываемых программ. Такой подход является нарушением ряда нормативных документов. Собственное гамма-излучение ТВС содержит достаточную информацию о ее состоянии, в частности о распределении ядерного топлива и продуктов деления ЯТ в каждом их образующих ее твэлов [1]. Одной из технологий извлечения и обработки этой информации с целью максимально полной оценки состояния топлива внутри ТВС является пассивная алгебраическая реконструктивная томография [2]. Томография ТВС дает возможность решить несколько практически важных задач: рассчитать выгорание топлива внутри сборки, контролировать герметичность оболочек твэлов, оценивать начальное обогащение свежего топлива.

В процессе томографического исследования осуществляется n измерений интенсивности гамма-излучения для соответствующих угловых положений детектора и формируется переопределенная система из n уравнений с m неизвестными, которыми являются восстанавливаемые m значений активности твэлов A_m внутри ТВС для выбранного изотопа (рис. 1). При расположении детектора в n -й точке наблюдения на расстоянии R_n от оси ТВС измеренная интенсивность гамма-излучения i -го изотопа с энергией E_γ в точке расположения детектора равна

$$I_n^i = \sum_m A_m k_{i\gamma} w_{mn} \varepsilon(E_\gamma), \quad (1)$$

где A_{mi} — активность i -го изотопа для m -го твэла с учетом его реального состояния; $k_{i\gamma}$ — выход γ -линии для i -го изотопа; w_{mn} — коэффициент вклада m -го твэла в интенсивность излучения i -го изотопа с энергией E_γ , учитывающий эффекты ослабления при распространении пучка гамма-излучения от m -го твэла до n -й точки наблюдения; $\varepsilon(E_\gamma)$ — эффективность регистрации детектора для энергии E_γ ; $m = 1, \dots, M$, где M — общее число твэлов в ТВС. Методика расчета коэффициентов вкладов отдельных твэлов детально изложена в [3]. При спектрометрических измерениях в выделенном пике полного поглощения гамма-излучения для конкретного изотопа без нарушения общности можно опустить постоянные $k_{i\gamma}$ и $\varepsilon(E_\gamma)$ и записать выражение (1) в упрощенном виде:

$$I_n = \sum_m A_m w_{mn}. \quad (2)$$

Задачей реконструктивной алгебраической томографии является восстановление m значений активности твэлов A_m внутри ТВС для выбранного реперного изотопа путем решения системы полученной системы уравнений (2). В такой постановке задача томографии формулируется по принципу «один твэл — один пиксель восстановленной томограммы».

Как правило, системы вида (2) являются плохо обусловленными в силу большого числа переменных, большого динамического диапазона значений величин w_{mn} и накладывающегося шума измерений [4]. Поэтому удовлетворительные решения их могут быть получены только для случаев сильно переопределенной системы, т. е. в том случае, когда число угловых проекций поля n существенно больше числа твэлов M , активность которых реконструируется в процессе томографической процедуры.

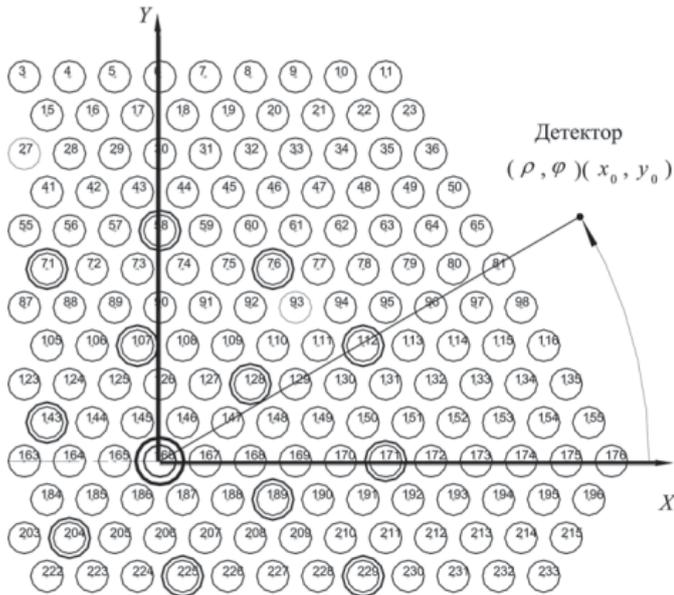


Рис. 1. Геометрия задачи. Картограмма фрагмента ТВС

Предложено использовать ряд алгоритмов алгебраической реконструктивной томографии применительно к прямоугольным ТВС реактора PWR [5], [6]. В частности, это алгоритмы коррекции равных активностей (ЕАС — Equal Activity Correction); коррекции вкладов по активности (САС — Contributinal Activity Correction); алгебраическая реконструктивная процедура (ART — Algebraic Reconstruction Technique).

Все три алгоритма основаны на выборе начального приближения искомой матрицы активности в виде равноэлементной:

$$A_0 = \frac{\sum_m I_m}{\sum_{m,n} w_{mn}} \quad (3)$$

Алгоритмы отличаются способом коррекции, вносимой на каждой последующей итерации, и детально описываются в [7]. Все перечисленные алгоритмы итеративны и в связи с этим обладают рядом недостатков, а именно: скорость сходимости их невысока, соответственно время счета достаточно велико; в них используются эмпирические стартовые параметры итеративного процесса, от которых также сильно зависит сходимость.

Однако главным недостатком указанных алгоритмов следует считать непригодность для решения задачи томографии в случае большого числа обусловленности матрицы весовых коэффициентов твэлов W (числом обусловленности матрицы $\text{cond}(W) = \sigma_{\max}/w_{\min}$ называется отношение максимального и минимального сингулярных чисел матрицы). Число обусловленности показывает «степень независимости» столбцов матрицы. Чем меньше по модулю число обусловленности, тем более «независимы» столбцы матрицы. Для матрицы коэффициентов вкладов твэлов столбцы как раз получаются весьма «зависимыми», что приводит к плохой обусловленности задачи в принципе. В частности, увеличение измерительного шума до 2–3 % средней измеренной интенсивности приводит к катастрофическим последствиям для качества реконструируемой томограммы: уже при таком уровне шумов иногда не удается обнаружить полностью отсутствующий в ТВС твэл [5].

В данной работе предлагается более перспективный метод реконструкции томограмм. Он основывается на идее находить решение переопределенной системы (2), применяя псевдообратную матрицу Мура—Пенроуза [8], при этом решение системы принимает вид

$$A = W^{\#} I \quad (4)$$

Псевдообратная матрица $W^{\#}$, соответствующая $(m \times n)$ -матрице W , однозначно определяется через компоненты разложения матрицы W по сингулярным числам согласно процедуре SVD-разложения.

Для обоснования предложенной идеи, в ходе имитационного моделирования, был проведен ряд исследований по восстановлению активностей твэлов для различных энергий изотопов, числа точек измерений n и количества энергий, используемых при реконструкции томограмм.

В общем виде алгоритм исследований для одной энергии выглядел следующим образом.

Шаг 1. Задается количество n положений детектора в пространстве (количество измерений).

Шаг 2. Рассчитываются коэффициенты ослабления интенсивности излучения для каждого m -го твэла и n -го положения детектора в пространстве.

Шаг 3. Для 331 элемента ТВС задаются активности реперных изотопов: для всех 312 твэлов — единичные, для 19 стержневых отверстий — нулевые. Рассчитываются интенсивности, измеренные в n точках расположения детектора.

Шаг 4. Для имитации шумов, сопровождающих натурные измерения, на сгенерированные компоненты вектора I накладывается нормальный шум с дисперсией δ , равной 3–10 % значения максимальной компоненты вектора I .

Шаг 5. Рассчитывается псевдообратная матрица $W^{\#}$.

Шаг 6. Рассчитывается восстановленное значение активности твэлов путем решения уравнения (4).

Для одной энергии и количества измерений $n = 360$ матрица весов W имела размерность 360×331 , вектор-столбец реконструируемых активностей твэлов $A — 331 \times 1$, а вектор-столбец измеренных интенсивностей $I — 360 \times 1$. Реконструкция томограммы по нескольким энергиям аналогична увеличению количества измерений в N_E раз, где $N_E —$ количество энергий. Соответственно в N_E раз увели-

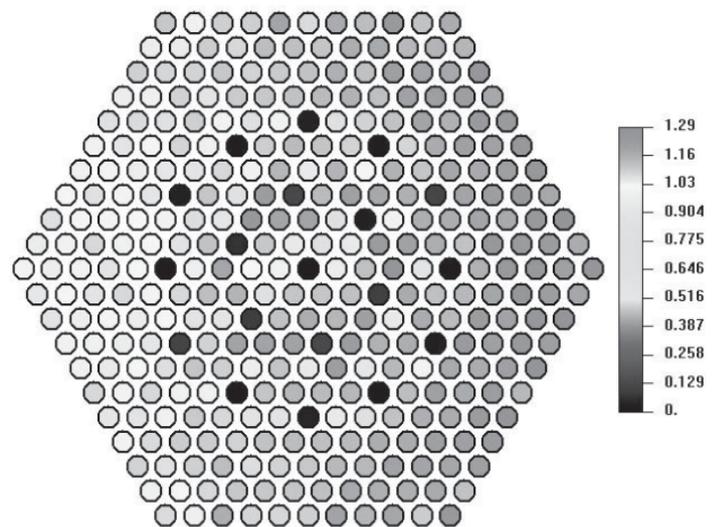


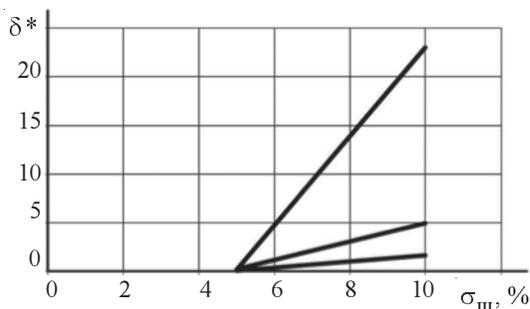
Рис. 2. Восстановленное распределение активности ^{134}Cs для ТВС с неповрежденными твэлами

чивается число строк матрицы \mathbf{W} и вектора-столбца \mathbf{I} . Так, для двух энергий и $n = 360$ матрица \mathbf{W} имеет размерность 720×331 . На рис. 2 представлен пример реконструированной томограммы ТВС с неповрежденными твэлами. Для моделирования неравномерного поля распределения активности в зоне реактора, в исходных данных, поле активностей твэлов имело 25 %-ный наклон слева направо. При этом активности твэлов равномерно изменялись от 1 (слева) до 1,25 (справа).

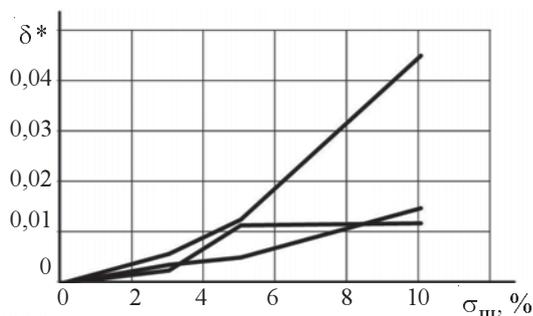
Для исследования процесса восстановления активностей твэлов был проведен ряд экспериментов, в которых исходные данные содержали дефектный твэл. Уменьшение активности такого твэла задавалось в пределах от 10 до 50 % номинального значения.

В ходе экспериментов формировались системы уравнений вида (2) для различных энергий, уровня шума и количества измерений. Затем эти системы решались методом SVD-разложения.

Предварительный анализ полученных томограмм показал, что каких-либо общепринятых критериев оценки качества восстановления активностей твэлов нет. Поэтому было решено исследовать восстановленные томограммы с точек зрения относительной дисперсии δ^* отклонения активностей твэлов в пределах всей томограммы, относительной дисперсии отклонения активностей твэлов δ_i^* в пределах одного ряда, максимального отклонения активности в пределах одного ряда A_i^{\max} и гистограммы отклонения активностей твэлов. Для расчета δ^* и δ_i^* за точку отсчета брались соответственно дисперсия активности твэлов исходной модели и дисперсия активности твэлов в пределах соответствующего ряда.

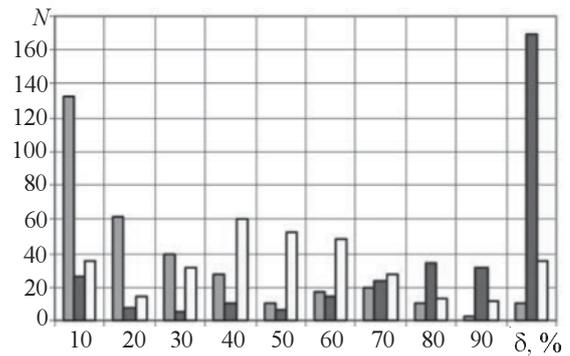


а

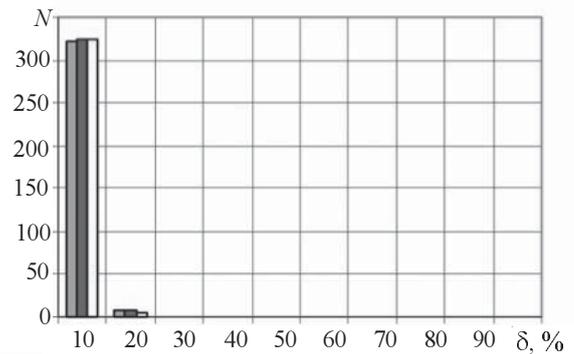


б

Рис. 3. Зависимости относительной дисперсии δ^* от уровня шума $\sigma_{ш}$ для различного количества энергий N_E и измерений n :
 а – $N_E = 1, n = 720$; б – $N_E = 2, n = 360$



а



б

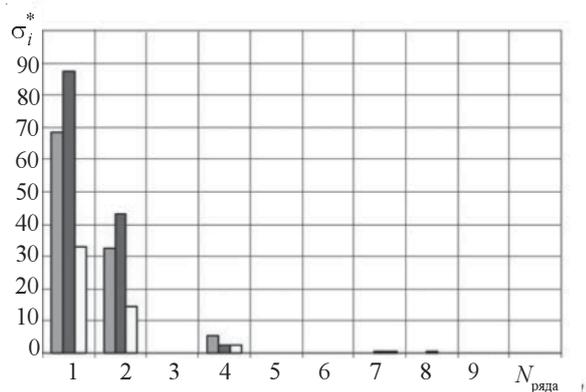
Рис. 4. Гистограммы отклонения активности твэлов от истинного значения для различного количества энергий N_E и измерений n :
 а – $N_E = 1, n = 720$; б – $N_E > 1, n = 360, 720$

Анализ восстановленных томограмм позволил сделать важный вывод: с увеличением количества измерений качество восстановленных томограмм улучшается незначительно. Поэтому была предложена идея восстанавливать активности твэлов по нескольким значениям энергий гамма-излучения (с вычислительной точки зрения нет особой разницы восстановить томограмму по 720 показаниям детектора или по 360 для двух значений энергии) и сформировать новый ряд томограмм, восстановленных по нескольким (2÷4) энергиям.

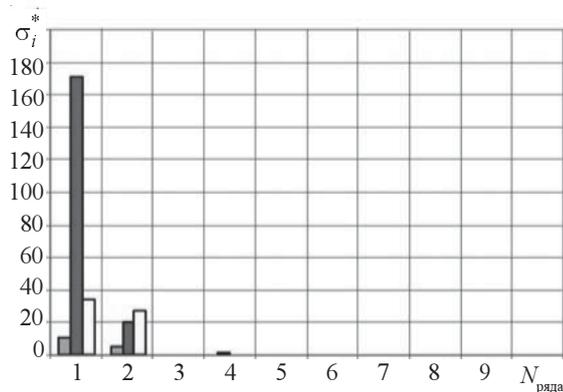
Дальнейший анализ подтвердил целесообразность предложенной идеи. Изучение зависимостей относительной дисперсии δ^* от уровня шума для различного количества энергий, используемых при восстановлении томограмм (рис. 3), позволяет сделать ряд важных выводов.

Во-первых, с повышением уровня шума, для случая одной энергии, величина δ^* приобретает существенный разброс. На практике это означает, что невозможно заранее предсказать, можно ли будет извлечь из результата восстановления томограмм полезную информацию.

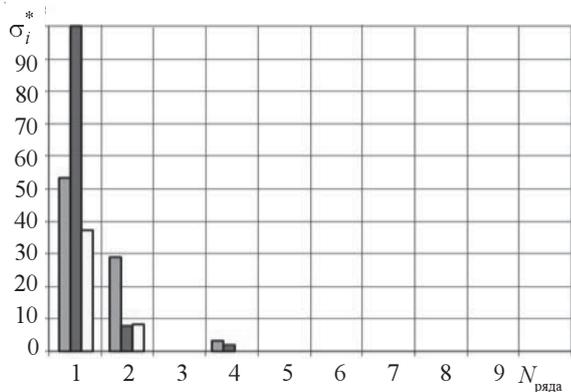
Во-вторых, использование в процессе восстановления нескольких энергий гамма-излучения позволяет понизить параметр δ^* на 2÷3 порядка! Это хорошо видно на рис. 3. Хотя с вычислительной точки зрения эти два случая совершенно одинаковы, использование двух энергий дает существенный выигрыш.



а



б



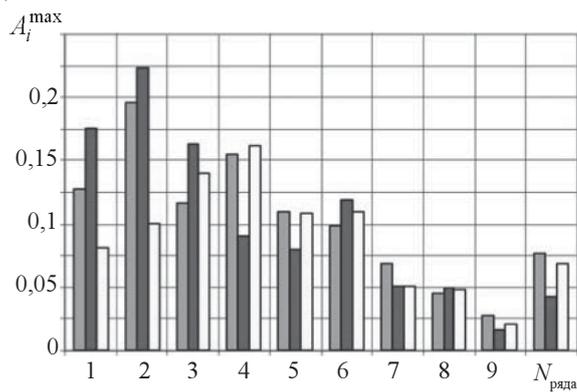
в

Рис. 5. Гистограммы зависимости относительной дисперсии отклонения активностей твэлов σ_i^* от номера ряда $N_{\text{ряда}}$:

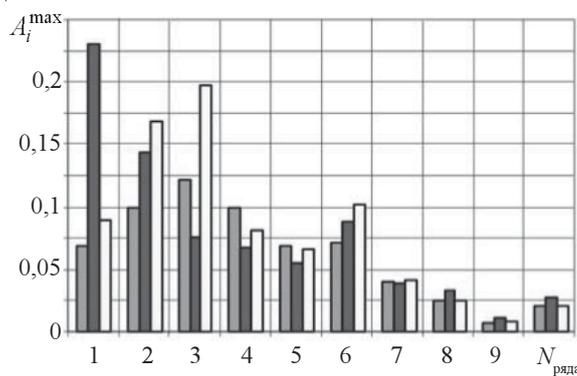
а – $N_E = 2, n = 360$; б – $N_E = 3, n = 360$; в – $N_E = 4, n = 360$

В-третьих, рост числа измерений $n > 360$ не представляется целесообразным. Дополнительные исследования показали также, что уменьшение числа измерений ведет резкому снижению качества. Таким образом, число измерений $n = 360$ наиболее предпочтительно.

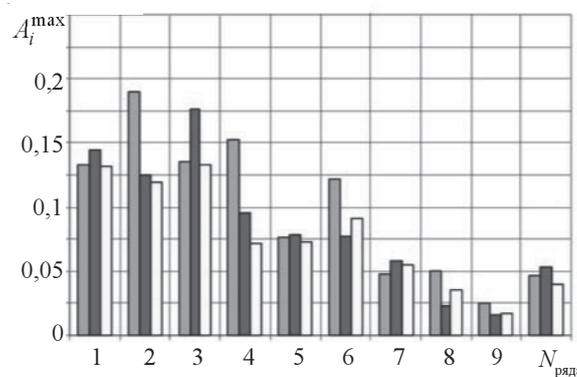
В-четвертых, с вычислительной точки зрения нецелесообразно использовать при восстановлении более трех энергий гамма-излучения, так как при этом соотношение «выигрыш в качестве» / «затрачиваемые ресурсы» стремится к нулю.



а



б



в

Рис. 6. Гистограммы зависимости максимального отклонения активности A_i^{\max} от номера ряда $N_{\text{ряда}}$:

а – $N_E = 2, n = 360$; б – $N_E = 3, n = 360$; в – $N_E = 4, n = 360$

Результаты анализа относительной дисперсии δ^* позволили сделать выводы о точности SVD-метода в целом, но не дали ответа на вопрос, как найти дефектный твэл.

В ходе дальнейшего исследования были получены гистограммы, представленные на рис. 4. По оси абсцисс отложено отклонение активности твэла от истинного значения, по оси ординат — доля твэлов, приходящаяся на данный диапазон отклонения. Все гистограммы соответствуют уровню шума 10 %.

Анализ представленных гистограмм подтвердил идею использования нескольких энергий гамма-излучения для

восстановления активности твэлов. Кроме того, анализ гистограмм для различных энергий показал, что для реконструкции томограммы целесообразно использовать энергии гамма-излучения одного изотопа — ^{134}Cs , что наилучшим образом позволяет компенсировать вычислительные дефекты восстановления томограммы, так как распределение изотопа одинаково. На примере ^{134}Cs было обнаружено, что отклонение активности восстановленных твэлов от истинных значений не превышает 30 %, общее количество твэлов с отклонениями активности более 10 % от истинного значения не превышает 8÷10.

Полученные результаты позволили сделать предположение, что, в случае выбора соответствующей точки отсчета, на восстановленных томограммах можно будет идентифицировать дефектные твэлы с уровнем протечки более 30 %.

Заключительный анализ экспериментальных данных предусматривал построение зависимостей для относительной дисперсии отклонения активностей твэлов δ_i^* в пределах одного ряда и максимального отклонения активности в пределах одного ряда A_i^{\max} . Общий вывод, который можно сделать по результатам анализа данных рис. 5, 6, заключается в том, что наибольшая погрешность восстановления наблюдается в центре томограммы. В крайних рядах, наиболее неблагоприятных с точки зрения вероятности появления дефектного твэла, точность восстановления томограммы наивысшая.

Таким образом, полученные результаты анализа восстановленных томограмм позволяют сформулировать следующие рекомендации к алгоритму восстановления, использующему SVD-разложение:

количество энергий, по которым ведется восстановление томограмм, должно равняться 2÷3;

целесообразно использовать энергии гамма-излучения изотопа ^{134}Cs ;

количество измерений целесообразно выбрать равным 360.

Список литературы

1. Олейник С. Г., Максимов М. В., Маслов О. В. Методика определения выгорания отработавшего ядерного топлива в процессе перегрузки // Атомная энергия. — 2002. — Т. 92. — Вып. 4. — С. 268 — 272.
2. Олейник С. Г., Болтенков В. А., Маслов О. В. Пассивная компьютерная γ -томография ядерного топлива // Атомная энергия. — 2005. — Т. 98. — Вып. 3.0. — С. 227 — 229.
3. Олейник С. Г., Болтенков В. А. Имитационное моделирование системы определения глубины выгорания облученного ядерного топлива // Изв. ВУЗов. Ядерная энергетика. — 2002. — № 1. — С. 39—52.
4. Maslov O. V. Determining of distribution burnup on fuel assemblies at the refueling by emission tomography / O. V. Maslov, M. V. Maksimov // 17th AER Symposium on VVER Reactor Physics and Reactor Safety / 23–29 September 2007, Yalta, Ukraine. — P. 949–954.
5. Theoretical Investigations of Tomographic Methods used for Determination of the Integrity of Spent BWR Nuclear Fuel: Internal Report / Uppsala University; Jacobsson S. — ISV-6/97 — 1996. — 59 p.
6. Caruso S. Characterisation of high-burnup LWR fuel rods through gamma tomography / ЙСОЛЕ POLYTECHNIQUE FЙДЙРАЛЕ DE LAUSANNE, Lausanne, & PSI, Villigen, Switzerland. — THISE NO 3762, 2007. — 206 p.
7. Kak A. C., M. Slaney M. Principles of computerized tomographic imaging. — 2nd edition. — IEEE Press, New York. — 1999. — 330 p.
8. Марпл-мл. С. Л. Цифровой спектральный анализ и его приложения: Пер. с англ. — М.: Мир, 1990. — 584 с.
9. Уоткинс Д. С. Основы матричных вычислений: Пер. с англ. — М.: БИНОМ. Лаборатория знаний, 2006. — 664 с.

Надійшла до редакції 08.12.2008.

В. М. Навалихин, А. В. Носовский,
О. В. Половинкин¹, Л. М. Салий²

¹Государственный научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности

²Славутицкий филиал Национального технического университета Украины «Киевский политехнический институт»

Выбор стратегии снятия с эксплуатации энергоблоков Ровенской АЭС

На основании анализа международного и национального опыта рассматриваются вопросы выбора стратегии снятия с эксплуатации энергоблоков АЭС Украины. Выполнена предварительная оценка стоимости снятия с эксплуатации и предложены варианты стратегии снятия с эксплуатации энергоблоков Ровенской АЭС.

В. М. Наваліхін, А. В. Носовський,
О. В. Половинкін, Л. М. Салій

Вибір стратегії зняття з експлуатації енергоблоків Рівненської АЕС

На підставі аналізу міжнародного й національного досвіду розглядаються питання вибору стратегії зняття з експлуатації енергоблоків АЕС України. Виконано попередню оцінку вартості зняття з експлуатації й запропоновано варіанти стратегії зняття з експлуатації енергоблоків Рівненської АЕС.

Тенденции в развитии мирового сообщества говорят о дальнейшем росте генерирующих мощностей ядерной энергетики, а следовательно, о росте количества проблем, связанных со снятием с эксплуатации ядерных установок и обращением с большими объемами радиоактивных отходов [1]. Анализ опыта, полученного в процессе снятия с эксплуатации ядерных установок (ЯУ), показывает, что чем большее внимание уделяется вопросам планирования и подготовки к снятию с эксплуатации, тем более эффективно выполняется этот этап жизненного цикла. Признано, что надо начинать подготовку к снятию с эксплуатации (СЭ) еще на этапе проектирования установки и выполнять мероприятия, направленные на подготовку к СЭ, в течение всего периода эксплуатации объекта [2]. Опыт показывает, что сравнительно малое количество ядерных установок удалось снять с эксплуатации не выходя за рамки запланированных средств и временного периода. В основном это было вызвано такими причинами, как отсутствие государственной политики в вопросах СЭ и необходимых нормативных документов на ранних этапах развития ядерной энергетики, неадекватное планирование СЭ, недостаточность финансирования, слабость инфраструктуры СЭ, отсутствие опыта СЭ и подготовленного персонала.

Международный опыт снятия с эксплуатации

За последнее время у мирового сообщества появился определенный опыт снятия с эксплуатации ядерных энергетических установок, определились основные подходы к планированию СЭ, к выбору способа реализации СЭ и т. д. Отправной точкой планирования СЭ является выбор стратегии снятия с эксплуатации. Под стратегией снятия установки с эксплуатации понимается выбранный в соответствии с действующим законодательством порядок снятия установки с эксплуатации, определяющий очередность, длительность, основное содержание этапов снятия с эксплуатации и состояние установки по окончании каждого из этапов. На настоящий момент в мире существуют три основных стратегии снятия с эксплуатации: немедленный демонтаж, отложенный демонтаж и захоронение (на месте) — могильник.

Немедленный демонтаж начинается сразу после завершения этапа прекращения эксплуатации. В мировой практике этот этап включает понятия «окончательный останов» (final shutdown) и «переходный период» (transitional period), необходимые для подготовки к реализации стратегии СЭ. Снятие с эксплуатации может быть реализовано в рамках одного проекта, если при этом будет достигнуто конечное состояние, включающее освобождение площадки от регулирующего контроля.

Отложенный демонтаж — это стратегия, при которой после завершения этапа прекращения эксплуатации установка переводится в безопасное состояние на несколько десятков лет, после чего в рамках последующих этапов начинается подготовка к демонтажу и демонтаж. В период отложенного демонтажа выполняются программы по надзору и обслуживанию, которые обеспечивают требуемый уровень безопасности. В процессе прекращения эксплуатации выполняются операции по удалению топлива, радиоактивных сред и эксплуатационных РАО с целью подготовки установки (площадки) к выдержке и отложенному демонтажу.

Захоронение (на месте) — это стратегия, при которой остающиеся радиоактивные материалы заключаются в барьеры, препятствующие их распространению за пределы установки (площадки).

Перечисленные варианты могут осуществляться как в «чистом» виде, так и в виде всевозможных комбинаций одного с другим. Варианты стратегии немедленного и отложенного демонтажа в настоящее время получили наибольшее распространение. Захоронение на месте (могильник) как стратегия СЭ распространено значительно меньше, а в некоторых странах, например в Украине, для ядерных энергетических установок не рассматривается вообще [3], [4].

Тип стратегии снятия с эксплуатации в общем случае определяется этапами СЭ, которые она содержит. Стратегия, в которой наряду с другими присутствуют этапы консервации и выдержки, является стратегией отложенного демонтажа, а стратегия, не содержащая эти этапы, является стратегией немедленного демонтажа.

Особенности выбора стратегии снятия с эксплуатации АЭС Украины

Основные этапы стратегии СЭ в Украине выбираются в соответствии с «Общими положениями обеспечения безопасности при снятии с эксплуатации атомных электростанций и исследовательских ядерных реакторов» [4]. Продолжительность каждого из перечисленных ниже этапов определяется на основании отраслевого нормативного документа «Концепция снятия с эксплуатации действующих АЭС Украины» [5].

В общем случае подготовка к снятию с эксплуатации и снятие с эксплуатации содержат следующие этапы:

прекращение эксплуатации, продолжительность 4 года (этап «прекращение эксплуатации» хоть и не является этапом СЭ, тем не менее включен в рассмотрение как важный этап периода перехода от эксплуатации к снятию с эксплуатации);

окончательное закрытие, продолжительность 5 лет;

консервация, продолжительность 4 года;

выдержка, продолжительность 30 лет;

демонтаж, продолжительность 9 лет для стратегии отложенного демонтажа и 13 лет для стратегии немедленного демонтажа.

Продолжительность каждого из этапов уточняется на стадии проектирования.

Нормативный документ «Общие положения обеспечения безопасности при снятии с эксплуатации атомных электростанций и исследовательских ядерных реакторов» [4] не требует включения всех этапов в стратегию СЭ. Возможность исключения части этапов определяется конкретными условиями, в которых происходит снятие с эксплуатации.

Основным критерием достижения цели на любом из этапов СЭ является снижение регулирующих ограничений как в целом по объекту, так и на его отдельных участках. Вспомогательные критерии достижения целей для энергоблока, снимаемого с эксплуатации, обосновываются и согласуются в процессе разработки проекта СЭ для каждого этапа в отдельности.

В Украине в настоящее время на четырех АЭС эксплуатируется два энергоблока с реакторами типа ВВЭР-440 (Ровенская АЭС) и тринадцать энергоблоков с реакторами ВВЭР-1000 (Запорожская, Южно-Украинская, Хмельницкая и Ровенская АЭС). Большинство энергоблоков были

введены в эксплуатацию при Советском Союзе и три энергоблока — за время независимости Украины.

На текущий момент в Украине только один объект снимается с эксплуатации — Чернобыльская АЭС. Тип выбранной стратегии СЭ для ЧАЭС — отложенный демонтаж. Энергоблоки ЧАЭС в настоящее время находятся на этапе прекращения эксплуатации. Следует отметить, что случай снятия с эксплуатации Чернобыльской АЭС типичным не является, поэтому о нем нужно говорить отдельно [6].

В рамках государственной программы на всех АЭС Украины проводятся работы по переназначению ресурса эксплуатирующихся энергоблоков. Тем не менее, проектный ресурс восьми энергоблоков заканчивается в период 2010–2016 гг. и это обстоятельство требует начала серьезной подготовительной работы к снятию с эксплуатации.

Подготовительная работа к снятию с эксплуатации энергоблоков АЭС Украины начиналась с определения государственных приоритетов, разработки законодательных актов и нормативных документов по вопросам СЭ. Приоритеты формировались на основании международных соглашений и обязательств Украины, внутренних нормативных правовых актов, регулирующих использование ядерной энергии, а также программ развития энергетической отрасли на длительный период времени.

Основными приоритетами государственной политики в вопросах СЭ на текущий момент являются:

соблюдение международных соглашений, ратифицированных Украиной;

защита персонала, населения и окружающей среды на весь период снятия с эксплуатации ядерной установки;

исключение неоправданной нагрузки на грядущие поколения;

обеспечение эффективности затрат на всех этапах СЭ; использование площадок действующих АЭС для строительства замещающих мощностей.

Регламентируют вопросы подготовки и планирования СЭ АЭС Украины следующие нормативно-правовые акты и нормативно-технические документы:

Закон Украины «Про использование ядерной энергии и ядерную безопасность»;

Закон Украины «Об обращении с радиоактивными отходами»;

Закон Украины «Про ратификацию Объединенной конвенции о безопасности обращения с отработанным топливом и про безопасность обращения с радиоактивными отходами» от 20.04.2000 г. № 1688-III;

Закон Украины «Об упорядочивании вопросов, связанных с обеспечением ядерной безопасности» от 24.06.2004 г. № 868-IV;

НП 306.2.02/1.004-98 «Общие положения обеспечения безопасности при снятии с эксплуатации атомных электростанций и исследовательских ядерных реакторов»;

Постановление Кабинета Министров Украины от 27.04.2006 г. № 594 «Вопросы создания, накопления и использования финансового резерва для снятия с эксплуатации ядерных установок»;

«Концепция снятия с эксплуатации действующих АЭС Украины», утвержденная приказом Министерства топлива и энергетики Украины от 12.05.2004 г. № 249;

«Энергетическая стратегия Украины до 2030 года», утвержденная Кабинетом Министров Украины в марте 2006 г.;

СТП 0.08.031-2005 «Требования к содержанию концепции снятия с эксплуатации АЭС Украины»;

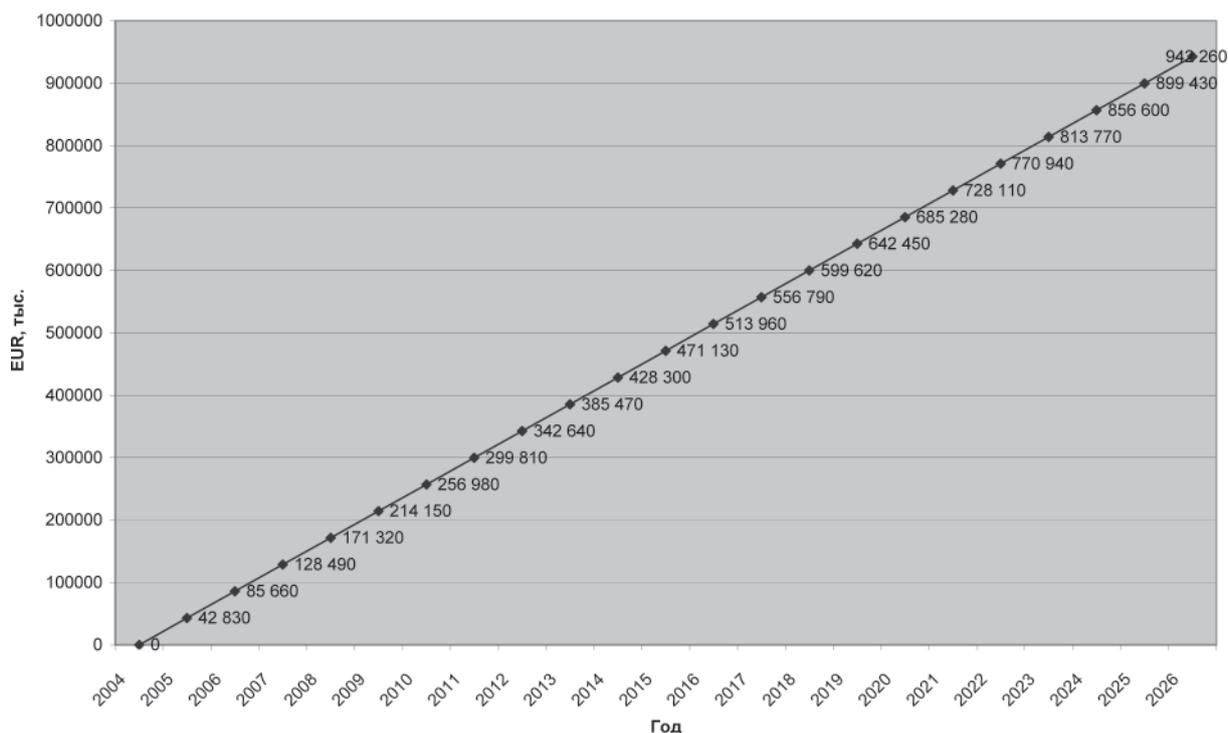


Рис. 1. Накопление финансового резерва СЭ

приказ Минтопэнерго Украины от 21.12.2007 г. № 611 «Проект снятия с эксплуатации энергоблока АЭС. Требования к составу и содержанию»;

НП 306.2.141-2008 «Общие положения безопасности атомных станций».

На текущий момент в стране законодательно определены принципы финансирования деятельности по СЭ и обращению с радиоактивными отходами (РАО), закреплены положения, регламентирующие обеспечение безопасности при снятии с эксплуатации ядерных энергетических установок, даны общие критерии безопасности, применимые на различных этапах деятельности по СЭ, определен порядок освобождения РАО от регулирующего контроля и т. п.

На отраслевом уровне разработаны показатели для ключевых моментов деятельности по планированию СЭ. Определен порядок применения рекомендательных материалов таких международных организаций, как МАГАТЭ, МКРЗ, в случаях, когда эти материалы не противоречат требованиям украинских норм и правил. Допускается самостоятельная разработка Лицензиатом критериев достижения цели и подходов к оценке результатов деятельности в случаях, когда соответствующие критерии и оценки отсутствуют в нормативных документах.

Система законодательных и нормативных актов Украины, а также совокупность приоритетов в политике государства в вопросах СЭ сформированы и позволяют осуществлять планирование деятельности на этапе подготовки к снятию с эксплуатации энергоблоков АЭС Украины.

Готовность к снятию с эксплуатации объектов атомной энергетики определяется состоянием экономики страны, наличием финансового резерва СЭ, а также наличием и готовностью инфраструктур обращения с РАО и ОЯТ как в целом по стране, так и на площадке конкретной АЭС. Наличие источников финансирования является основополагающим условием успешного выполнения СЭ. Вопросы обеспечения финансирования СЭ регулируются законами Украины и постановлениями Кабинета Министров.

В соответствии с Законом Украины «Об упорядочивании вопросов, связанных с обеспечением ядерной безопасности» и документом «Вопросы создания, накопления и использования финансового резерва для снятия с эксплуатации ядерных установок» на специальный счет финансового резерва ежегодно перечисляются средства для обеспечения снятия с эксплуатации действующих энергоблоков АЭС Украины. Под финансовым резервом понимаются средства целевого финансирования и целевых поступлений, которые формируются эксплуатирующей организацией (оператором) за время эксплуатации ядерной установки на счете со специальным режимом использования с целью финансирования разработки проекта снятия с эксплуатации соответствующей ядерной установки, а также выполнения мероприятий, предусмотренным данным проектом. Динамика поступления средств показана на рис. 1.

Система обращения с РАО на АЭС Украины описывается «Комплексной программой обращения с радиоактивными отходами» [9]. В рамках деятельности по обращению с радиоактивными отходами в Украине осуществляется учет образования РАО на всех объектах ядерного энергетического комплекса, определены площадки для переработки, хранения и захоронения низко- и среднеактивных РАО, разработаны регулирующие требования по безопасности при перевозке, хранении и захоронении РАО. В системе законодательных и нормативных актов по обращению РАО не урегулированными остаются вопросы:

обращения с долгосуществующими РАО и ВАО вплоть до их захоронения в глубоких геологических формациях; определение критериев приемки РАО на захоронение.

В целом по стране инфраструктура обращения с РАО на текущий момент не готова к переработке и захоронению больших объемов радиоактивных отходов, образовавшихся как в процессе эксплуатации энергоблоков, так и при снятии их с эксплуатации [10]. Данное обстоятельство осложняет реализацию стратегии немедленного демонтажа тех

энергоблоков, снятие с эксплуатации которых планируется на ближайшее время и, таким образом, накладывает ограничение на выбор стратегии СЭ.

Государственная политика в вопросах обращения с ОЯТ АЭС Украины основывается на следующих технологических решениях:

хранение ОЯТ в бассейнах выдержки и хранилище сухого типа (Запорожская АЭС);

хранение ОЯТ в бассейнах выдержки с последующей отправкой на переработку в Российскую Федерацию (Южно-Украинская АЭС, Хмельницкая АЭС, Ровенская АЭС);

хранение ОЯТ Южно-Украинской АЭС, Хмельницкой АЭС, Ровенской АЭС в Центральном хранилище ОЯТ (ЦХОЯТ).

Работы по сооружению ЦХОЯТ находятся на предпроектной стадии. В настоящее время в соответствии с требованиями законодательства Украины идет подготовка необходимой документации для принятия Верховной Радой Украины закона о строительстве объекта. Заявленные сроки ввода в эксплуатацию ЦХОЯТ — 2011 г.

Принимая во внимание оптимистичность прогноза о вводе ЦХОЯТ в эксплуатацию в 2011 г., а также отсутствие инфраструктуры и процедур, обеспечивающих передачу ОЯТ с установки на хранение, и иные обстоятельства, можно предположить, что в ближайшие 5—10 лет в Украине будет отсутствовать возможность удаления ОЯТ из бассейнов выдержки энергоблоков всех АЭС Украины за исключением Запорожской АЭС, что осложняет реализацию стратегии немедленного демонтажа для тех энергоблоков, снятие с эксплуатации которых планируется на ближайшее время.

Выбор стратегии снятия с эксплуатации энергоблоков Ровенской АЭС

По состоянию на текущий момент в Украине существует лишь одна утвержденная концепция снятия с эксплуатации энергоблоков АЭС. Этот документ разработан для Южно-Украинской АЭС. Соответствующие документы для других АЭС находятся на разных стадиях готовности и согласования.

Для СЭ энергоблоков Южно-Украинской АЭС выбрана стратегия отложенного демонтажа с периодом выдержки, равным 31 году. Насколько можно судить по имеющейся предварительной информации, для Запорожской и Хмельницкой АЭС также предлагается вариант стратегии отложенного демонтажа.

Таким образом, можно сделать вывод о том, что вариант стратегии отложенного демонтажа является преобладающим для разрабатываемых концепций большинства АЭС Украины. Такой подход формально полностью соответствует подходу к выбору варианта стратегии, предложенному в документе «Концепция снятия с эксплуатации действующих АЭС Украины».

Выбор стратегии СЭ для энергоблоков Ровенской АЭС проводился в рамках разработки «Концепции снятия с эксплуатации энергоблоков 1—4 Ровенской АЭС» [20]. Работа выполнялась в несколько этапов.

На первом этапе анализировалась принципиальная возможность реализации той или иной стратегии для каждого из энергоблоков Ровенской АЭС в конкретные периоды времени в соответствии с рекомендациями документа [11].

Далее выполнялся анализ стратегий на соответствие требованиям документа «Общие положения обеспечения без-

опасности при снятии с эксплуатации атомных электростанций и исследовательских ядерных реакторов» НП 306.2.02/1.004-98 с использованием элементов многофакторного анализа, примененного в «Концепции снятия с эксплуатации действующих АЭС Украины».

Возможность реализации различных стратегий СЭ на площадке Ровенской АЭС была рассмотрена для двух случаев прекращения эксплуатации энергоблоков: 1) в проектные сроки и 2) после завершения периода переназначения ресурса. В целях исключения неопределенности для энергоблоков №№ 1—4 РАЭС был рассмотрен максимальный период переназначения ресурса, равный 15 годам [21].

Случай 1. Прекращение эксплуатации в проектные сроки. Проектные сроки прекращения эксплуатации энергоблоков №№ 1, 2, 3 РАЭС наступают в 2010, 2011 и 2016 годах соответственно. Для данного периода времени произведена оценка состояния финансового резерва, инфраструктуры обращения с РАО и ОЯТ как в целом по стране, так и на площадке РАЭС.

Предварительная оценка стоимости СЭ энергоблоков РАЭС, проведенная на основании методических подходов [12] — [17] в рамках разработки концепции СЭ, дала результаты, которые в достаточной мере согласуются с имеющимися данными по стране и за рубежом для ядерных установок данного типа. Результаты оценки затрат по состоянию на 01.06.2007 г. на СЭ для стратегий отложенного и немедленного демонтажа представлены в табл. 1 и 2.

Таблица 1. Затраты на снятие с эксплуатации энергоблоков РАЭС при отложенном демонтаже

Энергоблок	Затраты	
	тыс. грн	тыс. евро
№ 1	940 821	140 421
№ 2	846 739	126 379
№№ 3, 4	1 270 108	189 568

Таблица 2. Затраты на снятие с эксплуатации энергоблоков РАЭС при немедленном демонтаже

Энергоблок	Затраты	
	тыс. грн	тыс. евро
№ 1	693 236	103 468
№ 2	623 912	93 121
№№ 3, 4	935 868	139 682

Анализируя график накопления финансового резерва СЭ (рис. 1), можно предположить, что к моменту проектного прекращения эксплуатации энергоблоков №№ 1, 2 РАЭС (2010—2011 гг.) будет накоплено достаточно средств для снятия их с эксплуатации в рамках любой стратегии СЭ. Но это предположение справедливо лишь в том случае, если сниматься с эксплуатации будут только два блока РАЭС, в то время как, на самом деле, в указанный период истекают проектные сроки эксплуатации еще шести энергоблоков на различных АЭС Украины.

В случае реализации такого сценария в стране возникают крайне неблагоприятные условия с точки зрения финансирования СЭ, что может быть расценено как отсутствие возможности применения стратегии немедленного демонтажа, поскольку названная стратегия хотя и менее затратна, но, тем не менее, требует более интенсивных финансовых затрат в значительно меньший промежуток времени.

Для решения вопросов обращения с РАО в отсутствие централизованного хранилища РАО всех категорий при подготовке к СЭ энергоблоков РАЭС на площадке станции необходимо предусмотреть строительство объекта для промежуточного хранения переработанных эксплуатационных РАО и РАО СЭ. Строительство такого объекта может занять от пяти до десяти лет с момента принятия решения и при наличии финансирования. Решение о типе объекта и его размещении в пределах промплощадки РАЭС должно приниматься с учетом запаса времени, необходимого для его ввода в эксплуатацию. В свою очередь, кондиционированные РАО должны поступать на промежуточное хранение после их переработки на соответствующих установках, которые в настоящее время на РАЭС отсутствуют. Сроки строительства упомянутых установок также оцениваются пятью — десятью годами. Из сказанного следует, что система обращения с РАО на РАЭС в период 2010—2016 гг. не будет готова к переработке больших объемов РАО и не сможет обеспечить реализацию стратегии немедленного демонтажа, если таковая будет выбрана.

На площадке РАЭС также отсутствуют объекты для хранения отработавшего ядерного топлива, кроме бассейнов выдержки ОЯТ, находящихся на установке. В планах РАЭС по состоянию на обозримый период времени отсутствует намерение строить такой объект самостоятельно. Таким образом, удаление ОЯТ с установки потребует дополнительного времени, что также может затруднить применение стратегии немедленного демонтажа в случае попытки её реализации в период 2010—2016 гг.

На основании результатов предварительного анализа сделан вывод, что в период 2010—2016 гг. на площадке РАЭС будут отсутствовать условия для реализации стратегии немедленного демонтажа, поэтому единственно возможной остается стратегия отложенного демонтажа в случае, если эксплуатация энергоблоков №№ 1, 2 и 3 завершится в проектные сроки.

Случай 2. Прекращение эксплуатации энергоблоков после завершения периода переназначения ресурса. Если произойдет переназначение ресурса энергоблоков №№ 1, 2 и 3 и снятие с эксплуатации энергоблоков будет производиться с 2025 г., предполагается следующее:

- наполнение финансового резерва СЭ, достаточного для проведения работ в рамках любой выбранной стратегии;
- адекватность систем обращения с РАО и ОЯТ задачам СЭ;
- строительство замещающих мощностей на существующих площадках АЭС взамен энергоблоков, снимаемых с эксплуатации, в качестве государственного приоритета;

- наличие на площадке РАЭС материальной базы и технологий, обеспечивающих выполнение задач СЭ при любой выбранной стратегии.

На основании сказанного сделан вывод о возможности применения любой из двух стратегий в случае прекращения эксплуатации энергоблоков РАЭС после 2025 г. Анализ обеих стратегий на соответствие условиям, налагаемым документом «Общие положения обеспечения безопасности при снятии с эксплуатации атомных электростанций и исследовательских ядерных реакторов» показывает их соответствие требованиям указанного документа в той мере, в какой это возможно оценить на этапе начального планирования.

Таким образом, в случае прекращения эксплуатации энергоблоков №№ 1, 2 в 2025—2026 гг., № 3 — в 2031 г., № 4 — в 2034—2049 гг., применимы стратегии как немедленного, так и отложенного демонтажа, но экономические оценки и результаты многофакторного анализа (метод суммы баллов), а также международный опыт снятия с эксп-

луатации ядерных установок говорят в пользу немедленно-го демонтажа при прочих равных условиях.

Еще одним серьезным аргументом в пользу выбора стратегии немедленного демонтажа является принцип исключения неоправданной нагрузки на грядущие поколения, задекларированный мировым сообществом в «Объединенной конвенции о безопасном обращении с отработавшим ядерным топливом и безопасном обращении с радиоактивными отходами» [7], получивший свое дальнейшее развитие в рекомендациях МАГАТЭ.

Оценка стратегий на основе метода многофакторного анализа проводилась в рамках документа [5] и в соответствии с материалами, изложенными в [18], [19]. Из документа [5] в качестве нормированных значений были взяты перечень критериев, их весовые факторы и взвешенные оценки.

В качестве собственных данных, примененных при оценке стратегий методом многофакторного анализа, выбраны численные значения величин затрат на СЭ и продолжительность снятия с эксплуатации для отдельного энергоблока — как для варианта стратегии немедленного демонтажа, так и для стратегии отложенного демонтажа.

Результаты оценок стратегий СЭ для приведенных выше условий показали незначительное преимущество стратегии немедленного демонтажа перед стратегией отложенного демонтажа.

Требуется, тем не менее, отметить, что метод многофакторного анализа чувствителен как к подбору критериев оценки, так и к определению весовых факторов, а также к составу группы экспертов, обеспечению условий для свободного выражения экспертного мнения и корректной обработке результатов. Поэтому, по мнению авторов статьи, работа по оценке стратегий СЭ методом многофакторного анализа должна выполняться только в рамках общей методики оценки для всех АЭС Украины, разработанной на отраслевом уровне. Разработка методики должна быть осуществлена с привлечением специалистов различных организаций (ведомств) и с участием органа регулирования ядерной и радиационной безопасности.

Выводы

Стратегия немедленного демонтажа является наиболее приемлемой для задач снятия с эксплуатации энергоблоков АЭС Украины в долгосрочной перспективе.

При выборе стратегии снятия с эксплуатации на ближайшее будущее и отдаленную перспективу необходимо учитывать факторы, определяющие возможность реализации СЭ, присущие конкретному временному периоду.

До начала работ над выбором стратегии СЭ должны быть приняты основные решения по срокам прекращения эксплуатации энергоблока и по дальнейшему использованию площадки после завершения снятия с эксплуатации.

Метод многофакторного анализа является эффективным инструментом поддержки решения о выборе стратегии СЭ. В целях выработки общего, в рамках отрасли, подхода в вопросах выбора стратегии СЭ необходимо разработать единую систему критериев оценки и базовые весовые значения факторов, в том числе и рекомендации по применению самого метода на различных этапах оценки.

Существует необходимость внесения изменений в основные нормативные документы СЭ с целью использования имеющегося отечественного и зарубежного опыта в вопросах выбора стратегии снятия с эксплуатации ЯУ и опыта планирования СЭ АЭС.

Литература

1. Носовский А. В. Досвід зняття з експлуатації енергоблоків атомних електричних станцій // *Наук. вісті НТУУ "КПІ"*. — 2003. — № 5 (31). — С. 27–35.
2. Носовский А. В., Васильченко В. Н., Ключников А. А., Яценко Я. В. Снятие с эксплуатации ядерных энергетических установок / Под ред. А. В. Носовского. — К.: Техніка, 2005. — 288 с. — (Сер. «Безопасность атомных станций»).
3. Кондратьев С. М., Носовський А. В., Смышляева С. П., Єсипенко Ю. М. Вдосконалення нормативної бази щодо безпечного зняття з експлуатації енергоблоків атомних електричних станцій // *Ядерная и радиационная безопасность*. — 2006. — Т. 9, вып. 1. — С. 50–53.
4. Общие положения обеспечения безопасности при снятии с эксплуатации атомных электростанций и исследовательских ядерных реакторов. НП 306.2.02/1.004-98.
5. Концепция снятия с эксплуатации действующих АЭС Украины, утвержденная приказом Министерства топлива и энергетики Украины от 12 мая 2004 г. № 249.
6. Носовский А. В. Актуальные вопросы снятия с эксплуатации энергоблоков Чернобыльской АЭС // *Ядерная и радиационная безопасность*. — 2006. — Т. 9, вып. 1. — С. 39–49.
7. Закон України «Про ратифікацію Об'єднаної конвенції про безпеку поводження з відпрацьованим паливом та про безпеку поводження з радіоактивними відходами» від 20.04.2000 р. № 1688-III.
8. Закон України «Про використання ядерної енергії та радіаційну безпеку» від 08.02.1995 р. № 39/95-ВР.
9. Комплексная программа обращения с радиоактивными отходами: Постановления КМУ Украины №№ 542, 2015 от 05.04.1999, 25.12.2002.
10. Носовський А. В., Васильченко В. М., Павленко А. О. та ін. Поводження з радіоактивними відходами: [Монографія] / За ред. А. В. Носовського. — К.: Техніка, 2007. — 368 с.
11. Selection of Decommissioning Strategies: Issues and Factors. IAEA, Vienna, 2005.
12. Носовский А. В., Салий Л. М. Основные методические рекомендации по определению технологических затрат при снятии энергоблока АЭС с эксплуатации // *Ядерная и радиационная безопасность*. — 2004. — Т. 7, вып. 1. — С. 31–40.
13. Носовский А. В., Салий Л. М. Метод оценки затрат на обращение с радиоактивными отходами при снятии энергоблока АЭС с эксплуатации // *Проблеми безпеки атомних електростанцій та Чорнобиля*. — 2006. — Вип. 4. — С. 94–103.
14. Носовський А. В., Салій Л. М. Метод оцінки основних технологічних витрат при знятті з експлуатації АЕС із реакторами РБМК // *Наук. вісті НТУУ КПІ*. — 2006. — № 5 (49). — С. 5–14.
15. Салий Л. М. Метод оценки сопутствующих затрат в проектах снятия с эксплуатации энергоблоков атомных станций // *Ядерная и радиационная безопасность*. — 2008. — Т. 11, вып. 3. — С. 51–56.
16. IAEA-TECDOC-1476 Financial Aspects of Decommissioning. Vienna, 2005.
17. AEN/NEA Decommissioning Nuclear Power Plants: Policies, Strategies, Costs. OECD 2003.
18. Lough W. T., Johnson W. R., White K. P. A Multi-Criteria Decision Aid for Evaluating Nuclear Power Plant Decommissioning, Proc. of an Int. Decommissioning Symposium, Pittsburgh (1987) 314–323.
19. Rahman A. Multi-attribute Utility Analysis — a Major Decision Aid Technique, Nuclear Energy, 42, No 2, April, 87–3 (2003).
20. Концепция снятия с эксплуатации энергоблоков 1-4 Ровенской АЭС. Проект.
21. Енергетична стратегія України до 2030 року: Постанова Кабінету Міністрів України від 15.03.2006 № 145-р.

Надійшла до редакції 16.12.2008.

Проблема охлаждения расплава кориума в контейнменте в пассивных системах защиты от тяжелых аварий.

Часть 1

В реакторах третьего поколения наличие пассивных систем защиты от тяжелых аварий — обязательное требование, поэтому работа имеет важное значение для ядерной безопасности. Рассмотрено несколько таких систем, находящихся в разной степени завершенности, дан анализ теплогидравлических проблем и методы их решения для усовершенствования существующих систем или создания новых, более эффективных. Разработанные математические модели и проведенный анализ могут быть полезными при конструировании пассивных систем удержания расплава кориума в контейнменте после его выхода из разрушенного корпуса реактора.

Алі Калванд, І. В. Казачков

Проблема охолодження розплава кориуму в контейнменті в пасивних системах захисту від тяжких аварій. Частина 1

У реакторах третього покоління наявність пасивних систем захисту від тяжких аварій — обов'язкова вимога, тому робота має важливе значення для ядерної безпеки. Розглянуто декілька таких систем, що знаходяться в різних фазах завершеності, надано аналіз теплогідравлічних проблем і методи їхнього розв'язання для вдосконалення існуючих систем або створення нових, більш ефективних. Розроблені математичні моделі та проведений аналіз можуть бути корисними при конструюванні пасивних систем утримання розплава кориуму в контейнменті після його виходу з реактора.

При тяжелой аварии с разрушением корпуса реактора расплав кориума выходит в контейнмент (последний барьер безопасности), где пассивная система защиты (ПСЗ) без участия человека и автоматики должна надежно его удерживать в контролируемом охлаждаемом состоянии в течение расчетного времени. Для этого в реакторах третьего поколения (до 2020 г. они должны полностью заменить реакторы второго поколения) требуется наличие пассивной системы защиты от тяжелых запроектных аварий. Моделирование различных сценариев тяжелых аварий и поведения расплава кориума при его охлаждении в контейнменте имеет целью прояснить сложные особенности поведения системы, которые помогут успешно разрабатывать и использовать ПСЗ. Безопасность атомных электростанций — приоритетное направление ядерной энергетики при эксплуатации существующих и создании новых станций [1] — [11]. Под безопасностью АЭС понимают их способность предотвратить или ослабить отрицательное воздействие радиоактивных веществ и ионизирующего излучения на персонал, население и окружающую природу. Для укрепления позитивного отношения общественности к ядерной энергетике необходима разработка реакторов, обеспечивающих существенное повышение уровня безопасности путем качественного улучшения свойств «внутренней самозащищенности». Это достигается за счет широкого применения пассивных элементов [5] в системах безопасности при одновременном упрощении и удешевлении проектных решений и повышении единичной мощности энергоблоков.

Современный уровень развития науки и техники позволяет уверенно прогнозировать внедрение такой технологии АЭС, при которой ситуация с тяжелым повреждением реактора невозможна, т. е. невозможно создание причины недопустимых выбросов радиоактивных веществ в окружающую среду. Эта технология получила название «Атомная энергетика, свободная от катастроф» или «АЭС четвертого поколения». АЭС, оснащенная такой технологией, в сочетании с конкурентоспособными экономическими характеристиками будет служить надежным источником энергии.

Протекание тяжелой аварии может сопровождаться не только разрушением активной зоны, или ее расплавлением, но и разрушением корпуса реактора, хотя это и крайне маловероятное событие. Эта стадия протекания тяжелой аварии наиболее опасна, так как в случае нарушения целостности герметичной оболочки в результате воздействия на нее высокотемпературного и химически активного расплава в окружающую среду будут поступать не только газообразные и аэрозольные радиоактивные продукты, но также жидкие и твердые компоненты расплава. Поэтому сохранение целостности контейнмента (последнего барьера безопасности) — задача первой важности. Момент разрушения корпуса реактора специфически опасен из-за сильных термомеханических воздействий на оборудование и строительные конструкции, расположенные внутри герметичной оболочки, которые, разрушаясь, оказывают опасное воздействие на саму оболочку. Теплофизические параметры разрушения корпуса реактора определяются внутренним давлением парогазовой среды в корпусе и температурой расплава. Чем выше эти два параметра, тем сильнее влияние на герметичную оболочку как самого расплава, так и разрушенного им оборудования и строительных конструкций.

В процессе взаимодействия расплава с конструкционными материалами и строительными конструкциями выделяются газы, которые:

увеличивают давление в герметичной оболочке;
увеличивают тепловое и динамическое воздействие на герметичную оболочку при диффузионном горении или взрыве газовых смесей;

интенсифицируют процессы выноса радиоактивных аэрозолей;

ускоряют процессы разрушения строительных конструкций.

Поскольку одним из главных требований к ядерным установкам есть низкий уровень риска для населения и окружающей среды, для разработчиков реакторов важны детальные исследования модельных аварийных сценариев, хотя проектом обычно предусматривается прочный контеймент, предназначенный для удержания всех радиоактивных материалов в случае тяжелой аварии [1] — [4], [9] — [16]. Контеймент должен выдерживать давления, значительно превышающие расчетные для проектных аварий. Для населения тяжелая авария даже в случае разрушения корпуса реактора с выходом расплавленного топлива в контеймент не является критической, если топливо в нем удерживается в контролируемом состоянии и не распространяется в окружающую среду. Главная проблема любой тяжелой аварии — охлаждение расплава кориума и удержание его в контролируемом состоянии в течение требуемого времени для принятия адекватных мер по управлению аварией. Если она решается в рамках контеймента, радиоактивные вещества остаются внутри него. К сожалению, ЧАЭС и другие АЭС второго поколения не имели пассивных систем управления тяжелыми авариями.

Так как при аварии точное прогнозирование условий теплосъема невозможно, необходимо моделировать все гипотетические сценарии. Поэтому, несмотря на возможность остановки топлива в нижних помещениях (подреакторные помещения, парораспределительные коридоры и т. д.), ПСЗ рассчитывается на наихудшие условия. Моделирование процессов охлаждения растекающегося топлива позволит успешно решать данную проблему.

Удержание расплава кориума в контейменте

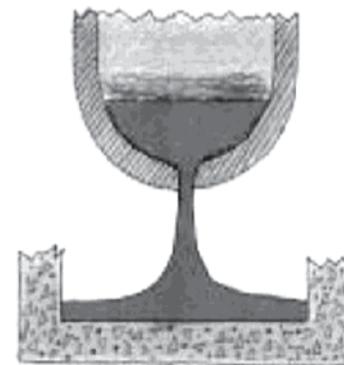
Удержание расплава кориума во время тяжелой аварии внутри контеймента — главное требование проектирования и эксплуатации ПСЗ любой современной АЭС [14] — [20]. В первое 10-летие после аварии на ЧАЭС большинство работ в мире сконцентрировалось на проблеме стойкости корпуса реактора. Но в следующее десятилетие фокус исследований сместился на проблему стойкости контеймента: значительно большие площади растекания расплава в контейменте снижают удельные тепловые потоки, упрощая решение проблемы надежного контролируемого охлаждения расплава. В настоящее время большинство исследователей поддерживают идею концентрации усилий на проблеме охлаждения кориума в контейменте.

Контеймент. Удержание целостности контеймента в течение нескольких часов после начала тяжелой аварии снижает на порядки радиоактивность внутри контеймента вследствие осаждения аэрозолей на полу и стенках. Поэтому в США для вновь строящихся АЭС рассматривается требование удержания целостности контеймента в течение суток. В Германии продлено действие существующего закона, по которому контеймент должен удерживаться в целостном состоянии постоянно [1], [17], [18], [20]. Удовлетворить таким высоким требованиям невозможно с позиций существующих консервативных подходов в оценке безопасности на этапах жизни

АЭС. Для этого необходимы детальные исследования и строго обоснованные, усовершенствованные методики оценки. Тяжелая авария — это расплавление активной зоны реактора с возможным последующим разрушением его корпуса, выходом расплавленного топлива в контеймент и т. д. (рис. 1). Происходящие при этом физико-химические процессы отличаются сложностью, а многие теплогидравлические процессы происходят в условиях, когда поведение материалов не изучено, а сами процессы комплексные и находятся на стыке нескольких разделов современной науки: нейтронная физика, высокотемпературная физико-химия, механика многофазных сред, материаловедение и т. д. Моделирование таких процессов помогает прояснить ситуацию.



а



б

Рис. 1. Тяжелая авария на АЭС: растекание топлива в корпусе реактора (а) и в контейменте (б)

Энергия расплавленного топлива гасится посредством взаимодействия расплава с водой, интенсивного парообразования, нагрева пара, а также расплавления блоков с высокой теплоемкостью. Проблема локализации кориума, на решение которой направлена настоящая работа, имеет ключевое значение для сохранения последнего инженерного барьера на пути распространения радиоактивных продуктов. Разработчики, пользователи тяжелоаварийных кодов и проектировщики АЭС при разработке мероприятий по локализации кориума и при анализе безопасности сталкиваются с комплексом проблем, среди которых можно выделить следующие:

понимание и описание высокотемпературных теплофизических и физико-химических процессов в широком

диапазоне изменения параметров (прежде всего, температуры и состава сред);

выявление эффектов, ключевых для адекватного прогноза развития аварии;

получение данных по физико-химическим свойствам высокотемпературных расплавов;

оценка неопределенностей расчетных моделей, валидация и верификация расчетных программ.

Прогресс в решении указанных проблем не может быть достигнут без систематических экспериментальных исследований, при реализации которых также возникают значительные трудности.

Проведение экспериментов в натуральных условиях невозможно. Даже результаты детальных исследований послеварийного состояния реакторов АЭС ТМ1-2 и ЧАЭС-4 имеют ограниченное применение вследствие особенностей развития этих аварий и конструкций реакторов. Поэтому большинство экспериментов проводят во вне реакторных условиях в уменьшенном масштабе, и для применения полученных результатов требуется тщательный анализ и экстраполяция данных, что зачастую является нетривиальной задачей. При невозможности применения теории подобия в полном объеме вследствие комплексности и многообразия процессов при тяжелой аварии возрастает роль сравнительного анализа и приближенных оценок. В основе моделирования растекания расплава кориума, способов его локализации и удержания в контролируемом охлаждаемом состоянии лежит исследование теплогидравлических процессов в многофазных многокомпонентных системах, с фазовыми и химическими превращениями и т. п.

Поскольку в исследовании протекания аварии вне корпуса реактора главными являются расчет нагрузок на контеймент и обеспечение его стойкости, важно установить точные тепловые и динамические нагрузки. Такие данные — исходная информация для задачи стойкости контеймента. При протекании аварии в контейменте различают начальную и конечную стадии, поскольку источник радиоактивности аэрозоля в контейменте затухает экспоненциально во времени из-за осаждения аэрозоля на внутренних поверхностях, а также из-за растворения его в воде. Конечная стадия возможна, если удалось удержать целостность контеймента более четырех часов после начального проникновения радиоактивных материалов в контеймент. К процессам, опасным с точки зрения возможного разрушения контеймента, относятся интенсивное парообразование при охлаждении водой расплава кориума, постепенное (медленное) повышение давления при продолжительном нагревании атмосферы в контейменте, генерация неконденсирующихся газов вследствие взаимодействия кориума с бетоном. Для позднего этапа аварии в контейменте (более четырех часов после начала аварии) наиболее серьезными проблемами являются [1], [2]:

растекание расплава по полу контеймента;

степень абляции бетона вследствие его прямого контакта с высокотемпературным расплавом кориума;

охлаждение расплава (и частиц топлива после их затвердевания в результате охлаждения расплава водой);

стабилизация и прекращение аварии;

обеспечение вентилирующих (фильтрующих) систем.

Растекание расплава кориума. Расплав ядерного топлива в основном является смесью UO_2-ZrO_2-Zr , фазовая диаграмма которой отличается разницей температур ликвидуса и солидуса 200–300 градусов, а смесь UO_2-ZrO_2 имеет эту разницу в пределах 50–75 градусов. Еще сложнее с распла-

вом кориума, так как неизвестно, сколько и каких дополнительных примесей из конструкций, бетона и т. д. имеет место в каждом конкретном случае. Взаимодействие больших масс топлива с водой изучалось в Испре для различных реальных условий при нескольких вариантах начальных давлений (50, 20 и ниже 5 атм) и температуры подаваемой воды. Исследовались явления застывания топлива и производства водорода. Был разработан также компьютерный код COMETA (COre MELt Thermalhydraulic Analysis — теплогидравлический анализ расплава ядерного топлива) для совместного исследования теплогидравлических процессов и диспергирования топлива с последующим его застыванием в условиях тяжелых аварий на легководяных реакторах (LWR). В пакете COMETA теплогидравлические процессы в двухфазных средах моделируются в переменных Эйлера, а распад струй и фрагментация топлива — в переменных Лагранжа. Компьютерный код RELAP5/SCDAP 3.2 валидирован для таких расчетов. Экспериментальные исследования взаимодействия кориума с бетоном актуальны для прогнозирования последствий тяжелой аварии с плавлением активной зоны и выходом расплава на бетонное основание шахты реактора для действующих АЭС, в проектах которых не были внедрены соответствующие защитные меры.

Выполненные экспериментальные и расчетные работы показывают, что подача воды на поверхность ванны расплава, который взаимодействует с подстилающим бетоном, не обеспечивает эффективного захолаживания кориума и прекращения абляции бетона [14], [15], [17]. Для быстрого захолаживания кориума предложена концепция COMET [18] — [20], которая предусматривает дозированную подачу воды в расплав снизу через предварительно заполненный водой слой пористого бетона. Недостаток этой концепции — значительный пиковый выброс массы и энергии в контеймент в виде смеси пара и водорода. Экспериментальные исследования взаимодействия кориума с перспективными огнеупорами проводятся для проекта ловушки расплава европейского реактора EPR. Несмотря на большой объем выполненных исследований, остаются неопределенности в обосновании EPR, связанные с описанием растекания кориума и стойкости огнеупорного слоя, изолирующего расплав. Многочисленные исследования процессов удержания расплава в корпусе реактора позволили разработать модели и коды, адекватно описывающие температурное и напряженно-деформированное состояние корпуса. В обосновании внутрикорпусного удержания расплава имеются неопределенности, связанные с физико-химическими особенностями взаимодействия стратифицированных слоев оксидной и металлической составляющих расплава кориума друг с другом и с водоохлаждаемой стенкой корпуса. Более глубокого понимания физико-химических процессов в расплаве в условиях внутрикорпусного удержания удалось достичь по результатам международных программ OECD RASPLAV и MASCA, которые проводились при координации РНЦ КИ [10]. В них получены уникальные данные по теплофизическим свойствам жидкого и твердого кориума.

Внутриреакторные интегральные эксперименты позволяют физически моделировать основные процессы при тяжелой аварии, но именно в силу их интегрального характера не дают достаточного представления по локальным процессам, сдерживая разработку соответствующих моделей. Поэтому они должны быть дополнены экспериментами по исследованию локальных процессов, которые могут быть проведены в уменьшенном масштабе во вне реакторных

условиях [21] — [23]. Из-за технических сложностей работы с высокотемпературными радиоактивными расплавами имеется ограниченное количество экспериментальных данных, особенно в интервале температур расплава выше 2000°C. К тому же дорогостоящие исследования проводятся в рамках коммерческих программ, поэтому подробные результаты не публикуются. Резюмируя сказанное, можно заключить, что защита АЭС от тяжелых аварий подразумевает решение двуединой проблемы:

эффективного теплосъема огромного количества теплоты расплава кориума (постоянно генерирующего тепло вследствие радиоактивного распада) в заданный ограниченный интервал времени;

поддержания контролируемого теплового состояния охлажденного кориума до решения вопроса утилизации топливных масс, стабилизации и прекращения аварии.

Поэтому далее рассмотрены основные достижения в области разработки и применения ПСЗ от тяжелых аварий.

Пассивные системы защиты от тяжелых аварий в контейменте

Наиболее удачны следующие концепции ПСЗ от тяжелых аварий в контейменте АЭС. Концепция COMET — одна из ПСЗ от тяжелых аварий на АЭС для быстрого захлаживания кориума, предложенная для EPR (европейский реактор с водой под давлением, рис. 2) [18] — [20]. EPR — развивающийся реактор, имеющий электрическую мощность порядка 1600 МВт, первоначально был разработан французской фирмой Framatome и немецкой фирмой Siemens-KWU (в настоящее время — Framatome ANP) на базе французской АЭС «N4» и немецкой «Konvoi» с водяными реакторами под давлением (PWR). Концепция безопасности EPR отражает общую тенденцию философии тя-

желых аварий. Требование Франции для реакторов третьего поколения — отсутствие необходимости аварийной эвакуации близлежащих к станции районов (даже при авариях с расплавлением активной зоны реактора), только некоторые ограничения и отсутствие длительных ограничений на потребление продуктов питания. Это достигается включением требований по безопасности на этапе разработки проекта АЭС [25]. Особенности концепции снижения тяжелых аварий на EPR состоят в том, что ситуации с потенциально критическими нагрузками на контеймент должны быть либо «практически невозможными», либо исключены специальными средствами на этапе проектирования реактора. Такие ситуации включают расплав ядра при высоких давлениях, глобальной водородной детонации, интенсивный паровой взрыв и проникание расплава кориума в основание контеймента. Соответствующие меры и проектные особенности борьбы с ними рассмотрены ниже.

Для предупреждения разрыва трубы парогенератора (с потенциальным байпасом контеймента) или разрыва защитной оболочки реактора при высоких давлениях (с риском разрыва корпуса и извержения основной части топлива) EPR содержит устройства понижения давления. Они имеют максимальную мощность 900 т/ч при проектном давлении системы охлаждения реактора. Не опираясь на надежность впускных и выпускных клапанов, они гарантируют давление значительно ниже 20 атм во время разрыва корпуса реактора. Соответствующие клапаны включаются вручную, как только температура на выходе из реактора превысит 650°C.

Проектные особенности по снижению опасности взрыва водорода предусматривают большой свободный объем контеймента (порядка 80 тыс. кубометров), хорошие условия для масштабной конвекции и установку более 40 больших каталитических рекомбинаторов. Кроме того, высокая концентрация пара в контейменте достигается разгрузкой системы охлаждения реактора в нижнюю часть контеймента.

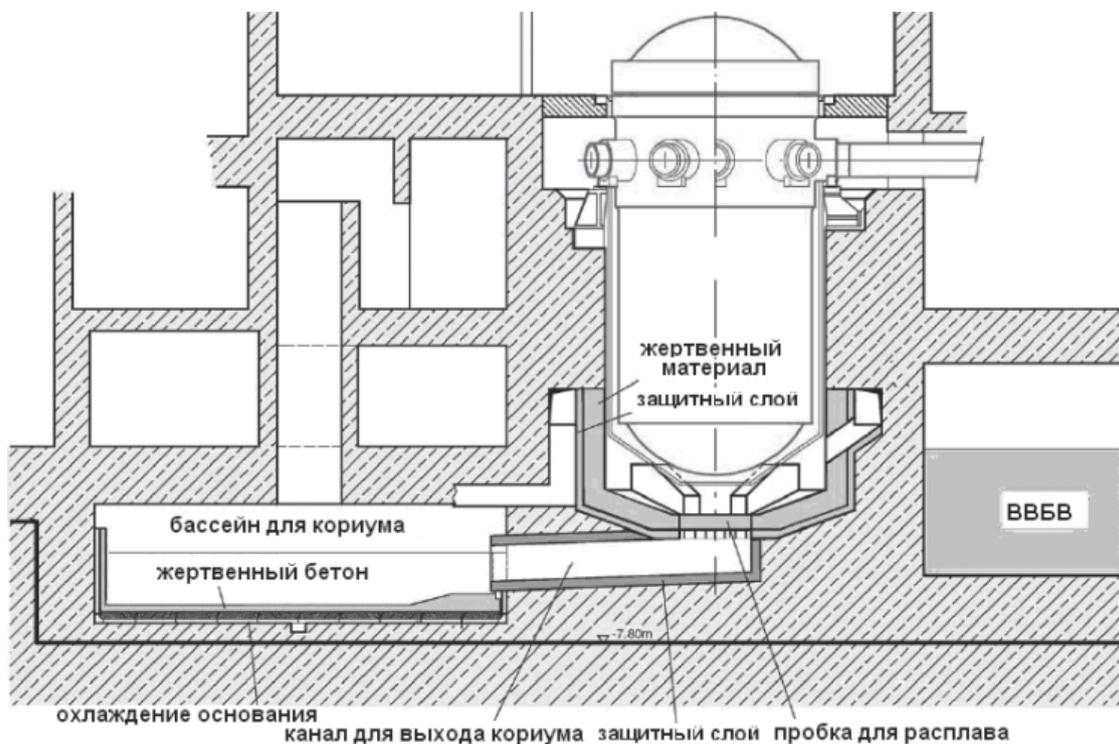


Рис. 2. Упрощенная схема ПСЗ EPR [24]

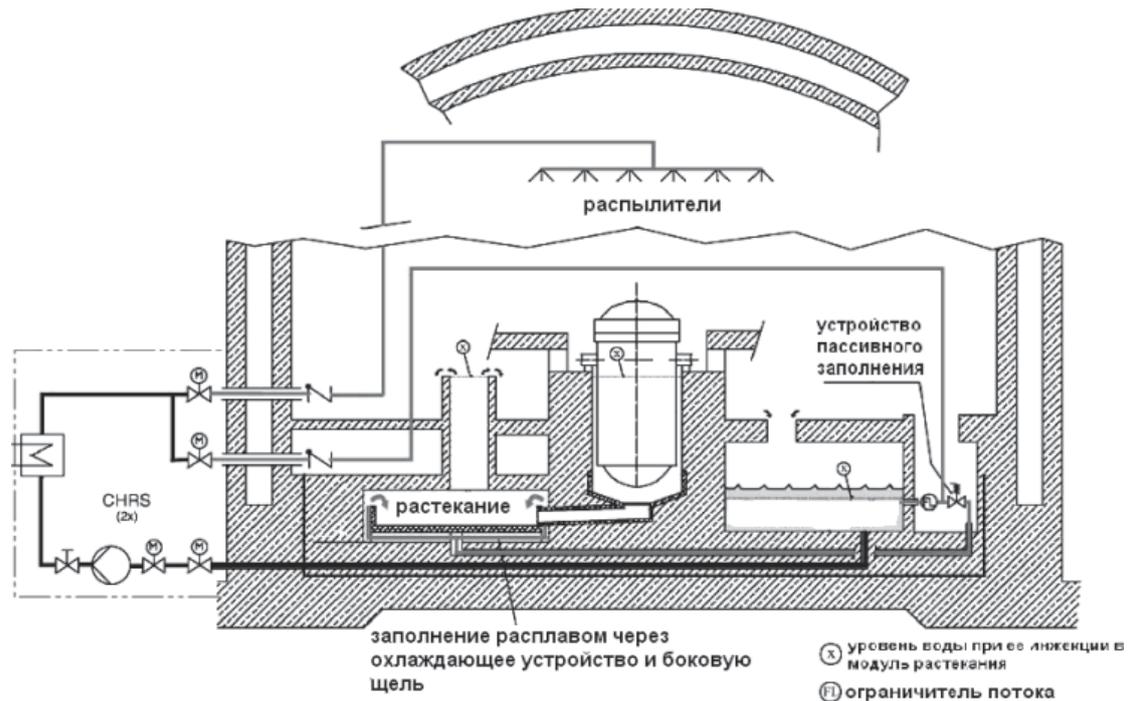


Рис. 3. Схема потоков в системе охлаждения контейнента (CHRS) [24]

Рекомбинаторы Фраматома состоят из каталитического сердечника в большой открытой шахте, размеры которой могут адаптироваться к специфическим требованиям. В EPR планируется установить два типа модулей: малый ($166 \times 1000 \times 1010$ мм) и большой ($326 \times 1400 \times 1550$ мм). В обоих из них катализатор состоит из штабеля тонких слоев нержавеющей стали с платиниево-палладиевым (Pt/Pd) покрытием. Дополнительные покрытия обеспечивают гидрофобные свойства. Модули подвергались различным тестам, которые установили их экстремальную температурную и радиационную устойчивость. Они обеспечивают эффективную работоспособность, начиная с низких температур и уровней концентрации водорода.

Проведенный анализ показал, что для выбранной оптимальной конфигурации рекомбинаторы усиливают конвекцию в контейнменте и приводят к однородной атмосфере с начала аварии. В результате максимальная осредненная объемная концентрация водорода удерживается ниже 10 % даже при наихудших консервативных предположениях относительно расхода и количества производимого водорода. В результате детонации и критические нагрузки невозможны.

Стабилизация расплава кориума. Тяжелая авария начинается после того, как все аварийные системы не смогли удержать ядро реактора охлажденным и поддерживаемым в охлаждаемом состоянии. Разрушение ядра зависит от сценария аварии и включает значительные неопределенности. Аналогично значительные неопределенности связаны с перемещением расплава в нижнюю часть корпуса реактора и дальнейшим извержением расплава из разрушенного реактора. Поэтому главной целью при выборе концепции защиты реактора EPR от тяжелых аварий было гарантировать независимость мер по стабилизации от вышеупомянутых неопределенностей и обеспечить сохранение работоспособности конструкции при неопределенных нагрузках после потери целостности корпуса реактора.

В конструкции EPR это достигается расположением улавливателя ядра реактора в специальном боковом моду-

ле растекания (см. рис. 2). Соответствующее разделение функций между шахтой реактора и улавливателем топливного ядра дало возможность упростить конструкцию шахты покрытием ее дна и стенок толстым слоем жертвенного бетона. Медленное разрушение этого слоя создает надежную гарантию аккумуляции расплава кориума перед его растеканием. В дальнейшем примесь компонентов бетона выравнивает спектр возможных состояний расплава и тем самым повышает предсказуемость его свойств. Связь шахты и модуля растекания расплава в обычном состоянии перекрыта и открывается только расплавом кориума во время тяжелой аварии. Это разделение модулей не только защищает улавливатель ядра от нагрузок, связанных с разрушением корпуса реактора, но и гарантирует, что непреднамеренное затопление улавливателя ядра во время работы станции не изменит безопасность АЭС. Для удаления избыточной теплоты из контейнмента реактор EPR оборудован специальной системой охлаждения контейнмента. Как показано на рис. 3, вода поступает в систему из внутреннего восполняемого бака воды (ВВБВ), питает систему охлаждения контейнмента через внешний теплообменник и подает ее снова в контейнмент [24]. Система удаления теплоты из контейнмента имеет две схемы и два принципа функционирования. В соответствии с первым принципом рециркулированная вода распыляется в атмосфере контейнмента. Это — предпочтительный тип функционирования в первые дни аварии, когда главной целью является снижение давления в контейнменте и вымывание продуктов распада из воздуха. При длительном функционировании система подачи охладителя может использоваться для прямого питания улавливателя ядра. В результате вода в охлаждающих каналах и поверх расплава становится переохлажденной.

Тепло, генерируемое в результате радиоактивного распада, удаляется из растекающегося расплава однофазным потоком, в отличие от испарения в атмосферу контейнмента. В этом варианте функционирования системы уровень

давления окружающей среды может быть достигнут на протяжении длительного времени, что приведет к прекращению дальнейшей активности из-за потенциальных протечек. Исследованию многочисленных проблем взаимодействия расплава кориума с охладителем и конструкциями в различных вариантах реализации концепции СОМЕТ посвящено множество работ в мире, особенно в Королевском технологическом институте, в Исследовательском центре в Карлсруе, в НТУУ «КПИ» [26] — [39].

Система локализации расплава ВВЭР. Устройство локализации расплава (УЛР) разработано для Тяньваньской АЭС (Китай) с реактором ВВЭР-1000 (в мировом тендере победила Россия) и предназначено для повышения безопасности энергоблока в процессе протекания тяжелой аварии, связанной с разрушением активной зоны и выходом расплава за пределы корпуса реактора. УЛР относится к 4 классу безопасности [5], [6] и к первой категории сейсмостойкости [7], имея классификационное обозначение 4 в соответствии с [5]. Обоснование классификации УЛР дано в [8]. УЛР при тяжелой аварии с разрушением активной зоны и корпуса реактора удерживает расплав и твердые фрагменты разрушенной активной зоны, части корпуса реактора и внутрикорпусные устройства. Локализация и охлаждение расплава осуществляется в пределах подреакторного помещения бетонной шахты неограниченное время. В течение первых 24 часов после аварии в условиях полного обесточивания АЭС локализация и охлаждение расплава обеспечиваются при отсутствии дополнительной подпитки охлаждающей водой извне герметичной оболочки. Для последующего надежного удержания расплава необходимо обеспечить восполнение запаса воды.

Устройство выполняет свои функции в режиме тяжелой аварии с выходом расплава в контейнмент, за пределы корпуса реактора. Во всех остальных режимах, соответствующих контрактному перечню [9], УЛР находится в режиме ожидания. Работоспособность сохраняется при нагрузках и параметрах окружающей среды всех режимов работы АЭС вплоть до тяжелой аварии с выходом расплава. УЛР осуществляет:

- прием и размещение в своем объеме расплава и твердых фрагментов активной зоны и конструкционных материалов реактора;

- устойчивую передачу тепла от расплава к охлаждающей воде;
- удержание днища корпуса реактора с расплавом при его отрыве или пластической деформации до момента выхода расплава из днища;

- предотвращение выхода расплава за установленные границы зоны локализации;

- обеспечение подкритичности расплава в бетонной шахте;
- подачу воды в бетонную шахту и отвод пара из бетонной шахты;

- обеспечение минимального выноса радиоактивных веществ в пространство герметичной оболочки и минимального выхода водорода;

- непревышение максимально допустимых напряжений в конструкциях, расположенных в подреакторном помещении бетонной шахты при различных статических и механических нагрузках.

Конструкция УЛР (рис. 4) состоит из следующих функциональных элементов, расположенных по направлению перемещения кориума из корпуса реактора к основанию бетонной шахты: плиты нижней; коллектора вентиляционного; корзины с наполнителем (жертвенным материалом); теплообменника секционного. Помимо этих основных эле-

ментов, в состав УЛР входит ферма защитная, предназначенная для передачи статических и динамических нагрузок непосредственно на закладные детали в полу подреакторного помещения бетонной шахты, что позволяет разгрузить основные элементы УЛР и конструкции шахты. Ферма не выделена, так как ее составные части распределены между основными элементами УЛР. Теплообменник обеспечивает устойчивый теплоотвод от расплава и состоит из 12 теплообменных секций, 4 каналов для подвода охлаждающей воды, 10 каналов для отвода пара, 10 каналов для дренирования воды, 4 каналов для измерения уровня воды в теплообменнике, 3 каналов для размещения термомпар, 6 силовых ребер нижнего звена защитной фермы.

В боковых стенках у основания каждой теплообменной секции предусмотрены коллекторные вставки, обеспечивающие поступление охлаждающей воды из подводящих каналов в каждую теплообменную секцию. В верхней части боковых стенок теплообменных секций выполнены коллекторные вставки, обеспечивающие установку каналов контроля и вентиляции пространства между теплообменными секциями, каналов размещения термомпар и каналов дренирования. Отдельные теплообменные секции отличаются наличием паросбросных, дренажных и подводящих трубопроводов, наличием трубопроводов для измерения уровня, верхних и нижних коллекторных вставок. Контактующие с расплавом поверхности теплообменных секций снабжены теплоизоляцией из цемента ЦКС.

Концепция имеет следующие характерные особенности: после разрыва корпуса реактора расплав кориума попадает в пространство, ограниченное сбоку и снизу водоохлаждаемыми стальными стенками секционированного теплообменника, расположенного в подреакторном пространстве бетонной шахты;

- водоохлаждаемое пространство УЛР частично заполнено жертвенным материалом, который состоит из специально подобранной композиции стали и относительно легких и легкоплавких оксидов;

- поступающий из реактора в УЛР расплав кориума взаимодействует с жертвенным материалом, что оптимизирует условия теплоотвода, сглаживает неопределенности, обусловленные различием сценариев протекания тяжелой аварии, и обеспечивает инверсию металлической и оксидной компонент расплава до подачи воды на его поверхность;

- для охлаждения расплава используется вода, которая самотеком поступает из шахт ревизии ВКУ и топливного бассейна. Излишки воды сливаются за пределы бетонной шахты через каналы в верхней части теплообменника;

- генерируемый в теплообменнике пар отводится в пространство контейнмента через каналы, размещенные над теплообменником. Запаса охлаждающей воды достаточно для ее подачи в УЛР пассивным способом в течение 24 часов полного обесточивания АЭС;

- теплообменник обеспечивает отвод тепла от ванны расплава снизу и с боковой стороны;

- расположенные выше строительные конструкции защищены от теплового излучения с зеркала расплава до завершения формирования ванны расплава специальными теплозащитными экранами и последующей подачей воды на поверхность расплава;

- вода на поверхность расплава подается самотеком из тех же источников запаса воды, которые используются для пролива водоохлаждаемых теплообменников;

- обеспечение инверсии металлической и оксидной компонент перед подачей воды на зеркало расплава гарантирует

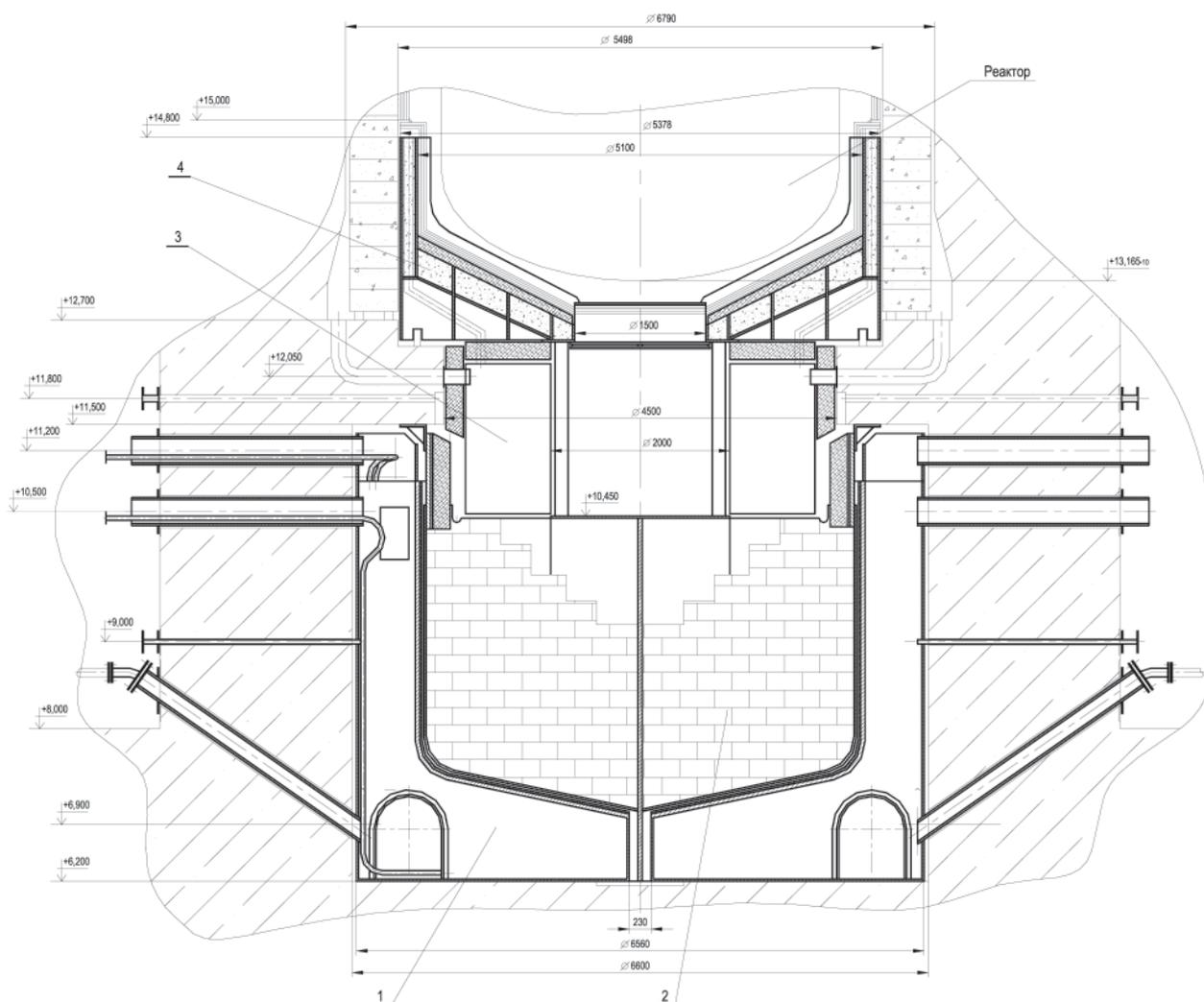


Рис. 4. Устройство локализации расплава:

1 — теплообменник секционный; 2 — корзина с наполнителем; 3 — коллектор вентиляционный; 4 — плита нижняя

отсутствие паровых взрывов: безопасность подачи воды на расплав оксидов подтверждена результатами исследований;

отсутствие воды в УЛР до момента поступления в него расплава обеспечивается конструктивными мерами.

УЛР основано на пассивных принципах. Элементы конструкции рассчитаны на работу при нагрузках всех проектных режимов. Эффективность устройства обоснована серией экспериментальных исследований.

Литература

1. Sehgal B. R. Accomplishments and challenges of the severe accident research // Nuclear Engineering and Design. — 2001. — Vol. 210. — P. 79–94.

2. Казачков И. В. Современное состояние и некоторые проблемы моделирования тяжелых аварий на зарубежных АЭС // Ядерная и радиационная безопасность. — 2003. — № 1. — С. 25–34.

3. Hasan Moghaddam Ali, Kazachkov I. V. Modelling of the corium melt interaction with water and vapour during severe accidents at NPP/3rd WSEAS Intern. Conferences, Univ. Of Cambridge, February, 23–25. — 2008. — P. 71–76.

4. Казачков И. В., Али Хасан Могоддам. Моделирование теплогидравлических процессов при тяжелых авариях на АЭС: Монография. — К.: НТУУ «КПИ», 2008. — 172 с.

5. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций. ОПБ-88/97 НП-001-97 (ПНАЭ Г-01-011-97). — М., 1997.

6. Правила устройства и безопасной эксплуатации оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. ПНАЭ Г-7-008-89. — М.: Энергоатомиздат, 1990.

7. Нормы проектирования сейсмостойких атомных станций. ПНАЭ Г-05-006-87. — М.: Госатомэнергонадзор СССР, 1987.

8. LYG-X-PD86-29-52260000-TR-0026-E. Оценка классификации устройства локализации расплава активной зоны. СПб АЭИ. 2000.

9. Контракт на строительство АЭС № LYGNPP-R-97-002/85-265-47100. Приложение 1, ч. 1, раздел 4.

10. Asmolov V. V. Latest findings of RASPLAV Project / Proc. OECD/CSNI workshop on in-vessel core debris retention and coolability. — 1998. — P. 34.

11. Bolshov L. A., et al. Numerical models of molten core spreading processes in nuclear reactor safety problems / Proc. of the 4th Int. Topical Meeting on Nuclear Thermal Hydraulics. — Operations and Safety. April. — Taipei, Taiwan. — 1994. — P. 7.

12. Kolev N. I. Verification of IVA5 computer code for melt-water interaction analysis / Proc. NURETH-9. — 1999. — P. 90–99.

13. Carboneau M. L., Berta V. T., Modro M. S. Experiment analysis and summary report for OECD LOFT Project Fission Product Experiment LP-FP-2/ OECD LOFT-T-3806. — 1989. — P. 57–60.

14. Reactor risk reference document / USNRC Report NUREG-1150. — U. S. Nuclear Regulatory Commission, 1987. — 67 p.

15. Magallon D. et al. Corium melt quenching tests at low pressure and subcooled water in FARO / Proc. NURETH-9. — 1999. — P. 53–55.

16. *Kazachkov I. V., Paladino D. and Sehgal B. R.* Ex-vessel coolability of a molten pool by coolant injection from submerged nozzles / 9th Int. Conf. Nucl. Energy Devel. April 8–12, 2001. Nice, France. — P. 43–49.
17. *Alsmeyer H., Farmer M., Ferderer F., Spencer B.W. and Tromm W.* The COMET-Concept for Cooling of Ex-Vessel Corium Melts. CD-ROM Proc. of ICON-6. San Diego, California. — 1998. — Pp. 437–445.
18. *Alsmeyer H. and Tromm W.* The COMET Concept for Cooling Core Melts: Evaluation of the Experimental Studies and Use in the EPR. — Wissenschaftliche Berichte FZKA 6186/EXV-CSC(99)-D036. — Karlsruhe, Germany, Okt. 1999.
19. *Столяревский А. Я.* Атомные станции: теперь с "ловушкой" или как предотвратить "китайский синдром"? // Энергия. — 2002.
20. *Schulenberg T. and Mueller U.* A Refined Model for the Coolability of Core Debris with Flow Entry from the Bottom / 6th Information Exchange Meeting on Debris Coolability. — Univ. of California, Los-Angeles. — 1984.
21. *Бешта С. В., Витоль С. А., Крушинов Е. В., Грановский В. С и др.* Кипение воды на поверхности расплава корнума в условиях тяжелой аварии ВВЭР // Теплоэнергетика. — 1998. — Т. 45. — № 11. — С. 11–18.
22. *Бешта С. В., Хабенский В. Б., Крушинов Е. В.* Исследование взаимодействия расплава $UO_2+x - ZrO_2 - Fe(Cr,Ni)O_y$ с бетоном на основе ZrO_2 // Огнеупоры и техническая керамика. — 2000. — № 1. — С. 28–32.
23. *Bechta S. V., Vitol S. A., Krushinov E. V., Granovsky V. S. et al.* Water boiling on the corium melt surface under VVER severe accident conditions // Nuclear Engineering and Design. — 2000. — V. 195. — P. 45–56.
24. *Fischer M.* The severe accident mitigation concept and the design measures for core melt retention of the European Pressurized Reactor (EPR) // Nuclear Engineering and Design. — 2004. — 230. — P. 169–180.
25. IRSN, 2000. Technical Guidelines for Future Pressurized Water Reactors. — IPSN/GRS. — November, 2000. — 65 p.
26. *Kazachkov I. V. and Konovalikhin M. J.* A Model of a Steam Flow through the Volumetrically Heated Particle Bed // Int. J. of Thermal Sciences, — 2002. — Vol. 41. — P. 1077–1087.
27. *Kazachkov I. V., Konovalikhin M. J. and Sehgal B. R.* Dryout Location in a Low-porosity Volumetrically Heated Particle Bed // J. of Enhanced Heat Transfer. — 2001. — Vol. 8, no.6. — P. 397–410.
28. *Kazachkov I. V.* Modelling the drop oscillation over hot plate / Matlab conf. Denmark, Copenhagen, Oct. 20–22, 2003. — P. 33–35.
29. *Kazachkov I. V.* About localization of heating in granular layer with internal heat generation / 4th Baltic Heat Transfer Conf., Lithuania, Aug. 25–27, Kaunas, 2003.
30. *Konovalikhin M. J., Kazachkov I. V. and Sehgal B. R.* A model of the steam flow through the volumetrically heated saturated particle bed / ICMF 2001: Fourth International Conference on Multiphase Flow, New Orleans, Louisiana, U.S.A., May 27 – June 1, 2001. — P. 37–43.
31. *Sehgal B. R., Dinh T. N., Konovalikhin M. J., Paladino D. and Gubaidullin A. A.* Experimental Investigations on Melt Spreading in One and Two Dimensions. Research Report for EU 4 Framework. Stockholm / Sweden. — 1998. — 145 p.
32. *Paladino D., Theerthan A. and Sehgal B.R.* Experimental Investigation on Debris Coolability by Bottom Injection, ANS, Annual Meeting, Boston, USA. — 1999. — A. 88.
33. *Paladino D., Theerthan A., Yang Z. L. and Sehgal B. R.* Experimental Investigations on Melt-Coolant Interaction Characteristics During Debris Cooling by Bottom Injection / OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability. — Karlsruhe, Germany. — November, 1999. — P. 169.
34. *Kazachkov I. V., Paladino D. and Sehgal B. R.* Ex-vessel coolability of a molten pool by coolant injection from submerged nozzles / 9th Int. Conf. Nucl. Energy Devel. April 8–12, 2001. Nice, France. — P. 67–75.
35. *Paladino D., Kazachkov I. V., Sehgal B. R. and Theerthan A.* DECOBI Experiments at RIT/NPS / Second Half-Yearly Progress Meeting of ECOSTAR Project. REZ-Czech Rep., Jan. 31–Feb. 2, 2001.
36. *Kazachkov I. V., Konovalikhin M. J. and Sehgal B. R.* Coolability of melt pools and debris beds with bottom injection // 2nd Japanese-European Two-Phase Flow Group Meeting, Tsukuba, Japan, 2000. — P. 90–96.
37. *Sehgal B. R., Dinh T. N., Green J. A. and Paladino D.* Experimental Investigation on Vessel-Hole Ablation During Severe Accidents, Research Report for SKI-Swedish Nuclear Power Inspectorate. Stockholm/Sweden. — 1997. — 123 p.
38. *Sehgal B. R., Paladino D., Theerthan A., Kazachkov I.* Phenomenological studies on melt coolability by bottom injection during severe accidents. KTH Report, 2001. — 97 p.
39. *Haraldsson H. O., Kazachkov I. V., Dinh T. N. and Sehgal B. R.* Analysis of thin jet breakup length in immiscible fluids / Abstr. 3rd Int. Conf. Adv. in Fluid Mechanics 2000, 24–26 May, Montreal, Canada. — P. 43–47.

Надійшла до редакції 29.12.2008.

УДК 614.7:621.039.7(083)

С. М. Кондратьєв, О. О. Кіліна,
Є. П. Кадкін, В. М. Домніков

Державний науково-технічний центр з ядерної
та радіаційної безпеки

Достовірність сортування радіаційно забруднених ґрунтів при виконанні земляних робіт на проммайданчику об'єкта "Укриття" Чорнобильської АЕС

Розглянуто питання достовірного сортування радіаційно забрудненого ґрунту при виконанні земляних робіт на майданчику об'єкта "Укриття" під час будівництва нового безпечного конфайнменту. Запропоновано критерії достовірності сортування, засновані на вимогах до обмеження поточного та потенційного опромінення.

Запропоновано варіант сортування, заснований на вимірюванні картограми потужності експозиційної дози та обмеженні товщини шару одноразово добуваного ґрунту.

С. Н. Кондратьєв, Е. А. Кіліна, Е. П. Кадкін, В. Н. Домніков

Достоверность сортировки радиационно загрязненных грунтов при выполнении земляных работ на промпло- щадке объекта «Укрытие» Чернобыльской АЭС

Рассмотрены вопросы достоверной сортировки радиационно загрязненного ґрунта при выполнении земляных работ на площадке объекта «Укрытие» во время строительства нового безопасного конфайнмента. Предложены критерии достоверности сортировки, основанные на требованиях по ограничению текущего и потенциального облучения.

Предложен вариант сортировки, основанный на измерении картограммы мощности экспозиционной дозы и ограничении толщины слоя одноразово извлекаемого ґрунта.

Під час будівництва нового безпечного конфайнменту (НБК) та інших споруд в рамках реалізації міжнародного Плану здійснення заходів на об'єкті "Укриття" Чорнобильської АЕС за достатньо короткий термін необхідно вилучити близько 100–150 тис. м³ радіаційно забруднених ґрунтів та інших матеріалів (технологічних матеріалів — ТМ) [1].

Поводження з такою великою кількістю забруднених ТМ є дуже складною проблемою, в першу чергу через потребу вилучити їх у короткі терміни. При цьому мають бути дотримані вимоги безпеки.

Держатомрегулювання, МОЗ та Мінприроди України з метою впорядкування та оптимізації процесу поведження з ТМ і виконання його у безпечний спосіб встановили додаткові до чинних нормативних документів України вимоги [2].

Згідно з [2], технологічний процес будівництва НБК та інших споруд (у тому числі виконання земляних робіт) має бути організований так.

1. У замкнутому циклі технологічного процесу земляних робіт, за яким звичайно споруджуються фундаменти (вилучення ґрунтів, тимчасове складування, зворотне засипання), можуть бути використані тільки ті ґрунти, що мають потужність експозиційної дози (ПЕД) не більше 30 мР/год (тут і надалі мається на увазі ПЕД на відстані 10 см від поверхні ґрунту).

Для тимчасового складування (як частини технологічного циклу) вимагається облаштувати спеціальний майданчик [2], застосовуючи всі необхідні заходи безпеки (запобігання розповсюдженню радіоактивних речовин у повітря та ґрунтові води, запобігання несанкціонованому доступу, контроль тощо). На Чорнобильській АЕС такий майданчик (майданчик ТМ) з упровадженням необхідних заходів безпеки облаштовано, він зараз експлуатується.

Згідно з [2], зворотне засипання (як завершення технологічного циклу) може виконуватися за умови неперевіщення ступеню існуючого забруднення в місцях засипки, екранування ґрунтових вод та верхнього шару, дотримання інших вимог безпеки.

Для забезпечення цих вимог ґрунти різного ступеню забруднення (ПЕД < 1 мР/год; від 1 до 10 мР/год; від 10 до 30 мР/год) мають складуватися на окремих ділянках майданчика ТМ.

Зазначимо, що норми безпеки не забороняють використання радіоактивних матеріалів в певних технологічних процесах (у тому числі й розглядуваному), якщо це виправдано та дотримуються необхідні вимоги.

2. Інші ТМ мають бути захоронені в приповерхневому сховищі (на сьогодні є можливість захоронення тільки на ПЗРВ "Буряковка"). Частина ТМ, радіоактивне забруднення яких перевищує критерії приймання приповерхневим сховищем, має бути контейнеризована та розміщена для тимчасового зберігання в спеціальних сховищах на майданчику ЧАЕС.

3. За відсутності технічних можливостей одночасної передачі на захоронення в приповерхневому сховищі великих обсягів ТМ, їх частину дозволяється тимчасово складувати на майданчику ТМ, розмішуючи на окремих ділянках ґрунту з ПЕД від 30 до 50 мР/год та забруднені конструкції з питомою поверхневою активністю до 8000 β-част./(см²·хв) та до 80 α-част./(см²·хв).

У разі появи технічних можливостей ці ТМ мають бути передані на захоронення.

Важливим для безпеки і в той самий час проблемним питанням дотримання зазначеного порядку поведження

з радіоактивно забрудненими ґрунтами є достовірність їх сортування відповідно до встановлених радіаційних критеріїв [2]. Це питання ускладнюється необхідністю вилучення та сортування ґрунтів в достатньо короткі строки. З одного боку, потрібно з достатньою достовірністю розділити ґрунти згідно з радіаційними критеріями, в тому числі виявити локальні джерела, які можуть екрануватися шарами ґрунту. З іншого боку, виконати радіаційні вимірювання кожного окремого "елементарного" об'єму ґрунту складно. Аналізуючи цю проблему, розглянемо вимоги до достовірності контролю та процедури вимірювання.

Якщо ґрунт має рівномірне забруднення або локальне джерело розташоване на поверхні ґрунту, то вимірювання ПЕД над поверхнею ґрунту забезпечує однозначне сортування (в межах похибки технічних засобів вимірювання). Отже, питання достовірності сортування зводиться до виявлення більш інтенсивних джерел під шаром ґрунту.

Джерела, ПЕД яких вища за встановлені критерії, в технологічному процесі вилучення та подальшого поводження з ґрунтами аж до їх тимчасового складування на майданчику ТМ мають бути виявлені з достатньою достовірністю, виходячи з обмежень поточного та потенційного опромінення персонала, який виконуватиме роботи з ґрунтами, складованими на майданчику ТМ.

У НРБУ-97/Д-2000 [3] встановлено обмеження на ймовірність потенційного опромінення залежно від потенційної дози. Для персоналу [3, табл. 2.2] ці значення, зокрема, такі:

- 10^{-2} на рік при ефективній дозі 100 мЗв на подію і менше;
- менше $2 \cdot 10^{-4}$ на рік при ефективній дозі понад 100 мЗв на подію (але при поглинаючій дозі 1000 мГр на подію) і менше. Тут мається на увазі критична подія, тобто подія, що безпосередньо спричиняє реалізацію потенційного опромінення.

Базуючись на цих вимогах НРБУ-97/Д-2000, встановимо першу умову: при ПЕД $P_D > 1$ Р/год практично гарантується виявлення локальних джерел (припускаючи консервативно, що ці джерела можуть призвести до дози потенційного опромінення понад 100 мЗв).

При роботі з ґрунтом персонал протягом року отримує дозу зовнішнього поточного опромінення $D = D_z + D_D$, де D_z — доза, обумовлена рівномірно забрудненим ґрунтом, D_D — доза, обумовлена локальними джерелами. Встановимо другу умову, що при повторному використанні ґрунту (після того, як він складований на майданчику ТМ) річна доза D_D поточного опромінення має бути малою по відношенню до D_z , тобто $D_D/D_z < 10^{-1}$.

Вищезазначені дві умови використовуватимемо як критерії для оцінки достовірності сортування ґрунтів.

Перед вилученням ґрунтів з певної ділянки обов'язково має вимірюватися картограма ПЕД цієї ділянки, а шар одноразово добуваного ґрунту ґрунту має бути обмеженим. Виконання цих вимог дає змогу вже на початковому етапі вилучення ґрунтів частково виконати їх сортування.

Зробимо аналіз достовірності сортування на цьому етапі в залежності від кроку та геометрії вимірювань картограми ПЕД, а також товщини шару ґрунту, що вилучається.

Розглянемо ґрунт як композицію рівномірно забрудненого ґрунту, ПЕД якого дорівнює P_z , та локального джерела, ПЕД якого дорівнює P_D (рис. 1). Значення P_z та P_D відповідають розташуванню вимірювального приладу (датчика) на відстані $l_0 = 10$ см над поверхнею ґрунту або над джерелом (без екранування). Введемо такі позначення: l — відстань від датчика до локального джерела; h — глибина знаходження джерела всередині ґрунту; r — відстань від

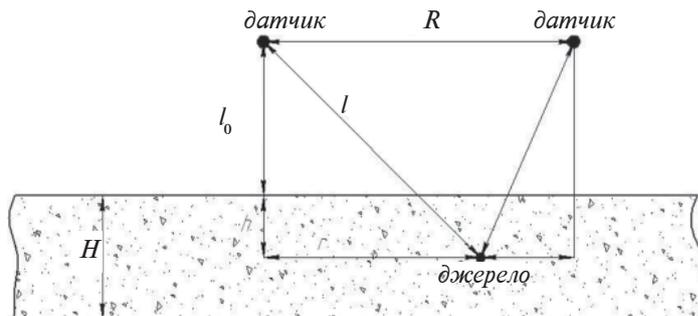


Рис. 1. Схема дослідження шару ґрунту

вертикальної осі розміщення датчика; R — крок вимірювання картограми ПЕД; H — товщина одноразово добуваного ґрунту.

Показання датчика дорівнюють $P = P_z + P'_D$, де P'_D менше ніж P_D за рахунок збільшення відстані ($l > l_0$) та екранування шаром ґрунту. Джерело ідентифікується, коли показання датчика перевищують граничне (порогове) значення P_{\max} , тобто при $P_z + P'_D > P_{\max}$ або $P'_D > P_{\max} - P_z$.

Отже, при заданих величинах P_z та P_D достовірність сортування на першому етапі вилучення ґрунту залежить від багатьох параметрів: порогу сортування (P_{\max}), кроку вимірювання картограми ПЕД (R), товщини шару добуваного ґрунту (H).

При аналізі залежності достовірності сортування від цих параметрів для різних значень заданих величин P_z та P_D були розраховані показання датчика P для геометрії, наведеної на рис. 1, за допомогою програми MicroShield v 5.01 [4]. Розрахунки і аналіз мали на меті розробку відповідних методичних рекомендацій щодо вибору оптимізованих параметрів вимірювання ПЕД та товщини шару добуваного ґрунту. При цьому не ставилося завдання дати точні розрахунки достовірності сортування.

У процесі аналізу за базовий варіант бралися ґрунти із забрудненням у діапазоні від 10 до 30 мР/год (середнє значення цього діапазону $P_z = 20$ мР/год) і локальні джерела з $P_D = 50, 100, 200, 500$ та 1000 мР/год (див. на початку статті та в [2] відповідні радіаційні критерії сортування ґрунтів).

Для $P_z = 20$ мР/год аналізувалася достовірність сортування при різних значеннях P_{\max} , а також при різних комбінаціях параметрів R та H . Далі на основі аналізу вибрано оптимізовані значення параметрів R та H і вже з цими параметрами проаналізовано достовірність сортування при інших значеннях P_z .

Залежність від P_{\max} . За показник ефективності знаходження локальних джерел можна розглядати об'єм ґрунту V_K , в якому виявляється локальне джерело при вимірюваннях ПЕД в одній точці (контрольований об'єм), тобто за умови $P'_D > P_{\max} - P_z$. Для оцінювання V_K виконано розрахунок координат розташування джерела в ґрунті за умови, що $P'_D = P_{\max} - P_z$, для значень параметрів $P_z = 20$ мР/год, $P_{\max} = 30$ та 25 мР/год, $P_D = 50$ та 500 мР/год (рис. 2).

"Внутрішній" об'єм, обмежений ізометричними поверхнями, відповідає умові $P'_D > P_{\max} - P_z$, тобто є контрольованим об'ємом V_K .

Як видно з рис. 2, при зменшенні порогового значення P_{\max} від 30 до 25 мР/год об'єм V_K значно збільшується: для $P_D = 50$ мР/год — утричі (від 0,006 до 0,019 м³); для $P_D = 500$ мР/год — удвічі (від 0,12 до 0,22 м³).

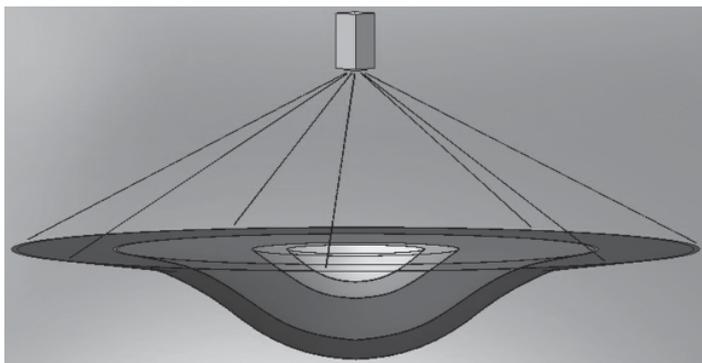


Рис. 2. Графічне зображення ізометричних поверхонь розташування джерела в ґрунті за умови $P'_\partial = P_{\max} - P_\partial$ при $P_{\max} = 30$ та 25 МР/год і $P_\partial = 50$ та 500 МР/год від комбінації $P_{\max} = 30$ МР/год та $P_\partial = 50$ МР/год (верхня поверхня) до $P_{\max} = 25$ МР/год та $P_\partial = 500$ МР/год (нижня поверхня)

З іншого боку, із зменшенням P_{\max} частину ґрунту певного діапазону забруднення при сортуванні буде віднесено до більш забрудненого діапазону (наприклад, при $P_{\max} = 25$ МР/год — 25 % ґрунту з діапазону забруднення 10–30 МР/год).

Потрібно обрати оптимізоване значення P_{\max} , враховуючи вищезазначені два протилежних фактори:

- 1) збільшення контрольованого об'єму ґрунту V_K ;
- 2) зменшення кількості ґрунту, що потрапляє в інтервал 10–30 МР/год (частина ґрунту переводиться в “бруднішу” категорію).

Візьмемо за таке оптимізоване значення $P_{\max} = 25$ МР/год, враховуючи, що, з одного боку, при цьому об'єм V_K збільшується в 2–3 рази (по відношенню до $P_{\max} = 30$ МР/год, що відповідає верхній межі діапазону 10–30 МР/год), а з іншого боку, до забрудненішої категорії буде переведено тільки 25 % ґрунту, що взагалі не так багато і є прийнятним.

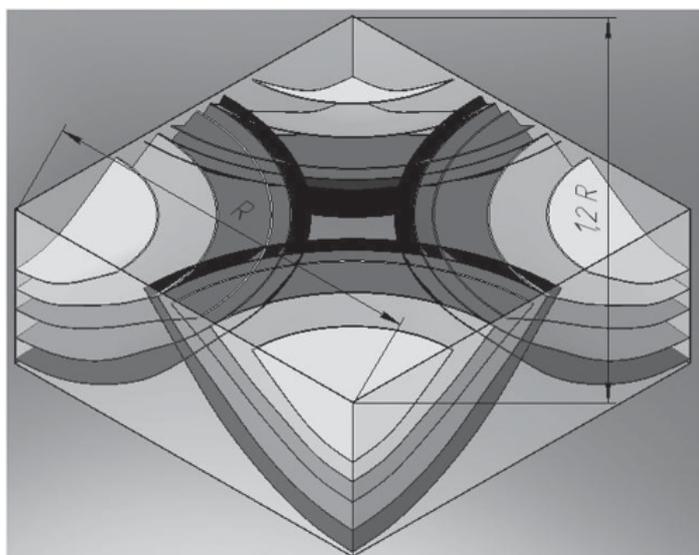


Рис. 3. Ізометричні поверхні, що відповідають умові $P'_\partial = P_{\max} - P_\partial$ при значеннях $P_\partial = 50, 100, 200, 500$ та 1000 МР/год, від $P_\partial = 50$ МР/год (верхні ізометричні поверхні) до 1000 МР/год (нижні ізометричні поверхні)

Залежність від R та H . Аналіз залежності від параметрів R та H виконано для $P_\partial = 20$ МР/год та оптимізованого значення $P_{\max} = 25$ МР/год, а розрахунок ізометричних поверхонь розташування локальних джерел в ґрунті — за умови, що $P'_\partial = P_{\max} - P_\partial = 5$ МР/год для різних значень P_∂ : 50, 100, 200, 500 та 1000 МР/год.

На рис. 3 зображено модель (ізометричні поверхні та контрольовані об'єми ґрунту) дослідження ділянки ґрунту розміром 1×1 м з припущенням, що картограма ПЕД вимірюється з кроком 1 м. Точки вимірювання — кути верхньої поверхні паралелепіпеду. Перетин контрольованих об'ємів є доволі складною фігурою, тому при оцінках використовувалися спрощення. На моделі ділянки ґрунту можна побачити два граничних варіанти: сторона паралелепіпеду з мінімальною відстанню між точками вимірювання R та діагональ паралелепіпеду з максимальною відстанню $\sqrt{2} \cdot R \approx 1,4 \cdot R$.

Імовірність “пропуску” локального джерела дорівнює відношенню неконтрольованого об'єму V_H до еквівалентного об'єму ґрунту ділянки V_0 : $W = \frac{V_H}{V_0}$, де $V_H = V_0 - V_K$, $V_0 = \frac{\pi}{4} R^2 \cdot H$.

Оцінки W виконано нижче в залежності від інтенсивності джерела P_∂ для значень $R = 1$ та $0,5$ м, $H = 0,3; 0,2$ та $0,1$ м.

Об'єм контрольованого ґрунту V_K дорівнює сумі вказаних на рис. 3 об'ємів, обмежених ізометричними поверхнями, для окремих точок вимірювань (чверть об'єму в кожній точці) за винятком частин об'ємів, що перетинаються.

На рис. 4, як приклад, наведено об'єм контрольованого ґрунту за винятком частин, що перетинаються. Припускалося, що контрольований об'єм — фігура, отримана при обертанні вказаних на рис. 4 границь між частинами ґрунту, що контролюються і не контролюються, для різних інтенсивностей локальних джерел та двох значень R . В оцінках використовувалося усереднене значення відстані між точками вимірювань $1,2 \cdot R$. На рисунку представлено відповідні усереднені значення: 1,2 м для $R = 1$ м; 0,6 м для $R = 0,5$ м. Як згадувалося вище, реальна контрольована область є більш складною фігурою, а зроблене припущення є заміною цієї складної фігури на спрощену з усередненими розмірами.

З використанням даних припущень виконано оцінки значень V_K для локальних джерел різної інтенсивності при $R = 1$ та $0,5$ м, $H = 0,1; 0,2$ та $0,3$ м.

На рис. 4 жирною лінією показано границі контрольованої частини ґрунту за винятком частин, що перетинаються, і частин, що не входить до товщини шару ґрунту $H = 0,2$ м.

У табл. 1 та на рис. 5 надано результати оцінок значень імовірності “пропуску” локальних джерел $W = \frac{V_H}{V_0} = (1 - \frac{V_K}{V_0})$.

Таблиця 1. Значення ймовірності “пропуску”

локального джерела W при різному кроці вимірювання R та різній товщині шару ґрунту H

$P, \text{ МР/ч}$	$1,2 \cdot R = 1,2 \text{ м}$			$1,2 \cdot R = 0,6 \text{ м}$		
	$H = 0,1 \text{ м}$	$H = 0,2 \text{ м}$	$H = 0,3 \text{ м}$	$H = 0,1 \text{ м}$	$H = 0,2 \text{ м}$	$H = 0,3 \text{ м}$
50	0,85	0,92	0,94	0,39	0,67	0,78
100	0,66	0,78	0,86	0,02	0,33	0,56
200	0,43	0,60	0,73	0,00	0,09	0,36
500	0,23	0,39	0,53	0,00	0,00	0,10
1000	0,09	0,23	0,37	0,00	0,00	0,00

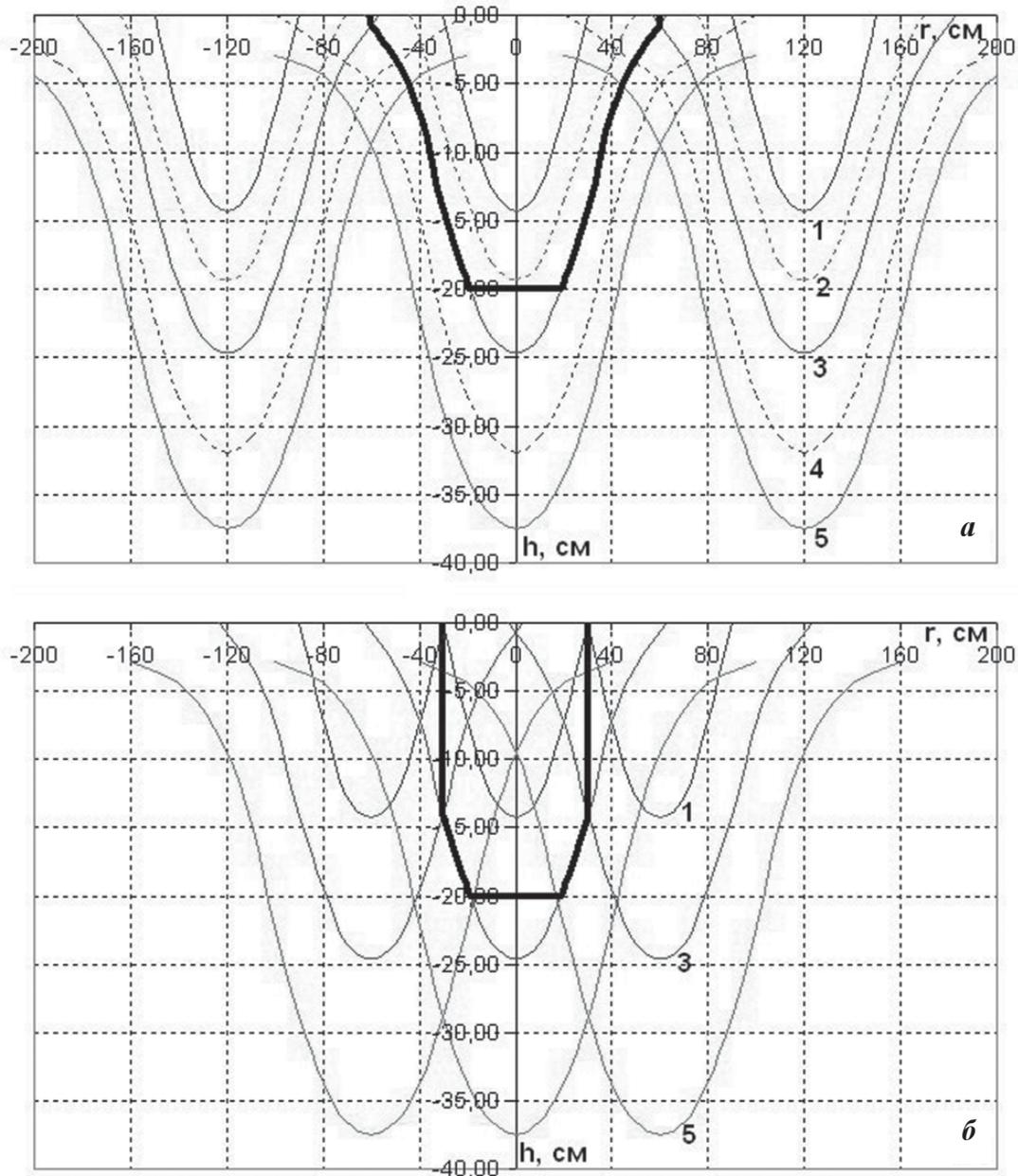


Рис. 4. Границі між контрольованими та неконтрольованими частинами ґрунту в залежності від інтенсивності локального джерела P_0 (1 — 50 мР/год, 2 — 100 мР/год, 3 — 200 мР/год, 4 — 500 мР/год, 5 — 1000 мР/ч) для усереднених значень відстаней між точками вимірювань $1,2\text{Ч}R$: а — 1,2 м, б — 0,6 м (r і h — крок вимірювань відповідно значень R і H)

Згідно з наведеними оцінками, для кроку вимірювання $R = 1$ м імовірність "пропуску" джерела $W > 0,1$ навіть для мінімального значення шару ґрунту $H = 0,1$ м, тобто умова гарантованого виявлення високоактивних локальних джерел з $P \geq 1000$ мР/год не виконується. Отже, крок вимірювання $R = 1$ м занадто великий.

З кроком вимірювання $R = 0,5$ м оцінена ймовірність "пропуску" джерела є значно меншою (оцінку виконано зі спрощеннями — див. вище):

з $P \geq 1000$ мР/год — дорівнює нулю, тобто виявлення гарантується;

з $P < 1000$ мР/год — нижче 10^{-2} для більшої частини діапазону значень P_0 при $H = 0,1$ та $0,2$ м, але при $H = 0,3$ м практично у всьому діапазоні значень P_0 перевищує 10^{-2} .

З наведеного випливає, що крок вимірювання має бути не більше за $0,5$ м, а товщина одноразово добуваного ґрунту, найімовірніше, не більше за $0,2$ м. Слід відмітити, що, з точки зору технічних можливостей, трудозатрат, термінів виконання земляних робіт тощо, одноразове знімання шару завтовшки менше $H = 0,2$ м проблематично.

Подальші розрахунки та аналіз виконано саме з цими геометричними параметрами ($R = 0,5$ м, $H = 0,2$ м).

У табл. 2 та на рис. 6 наведено результати оцінок значень імовірності "пропуску" локальних джерел W при різних значеннях ПЕД ґрунту: $P_2 = 10, 15$ та 20 мР/год та при граничному значенні $P_{\max} = 25$ мР/год.

З рис. 6 видно, що ймовірність "пропуску" джерела збільшується зі зменшенням P_2 . При цьому умова практично

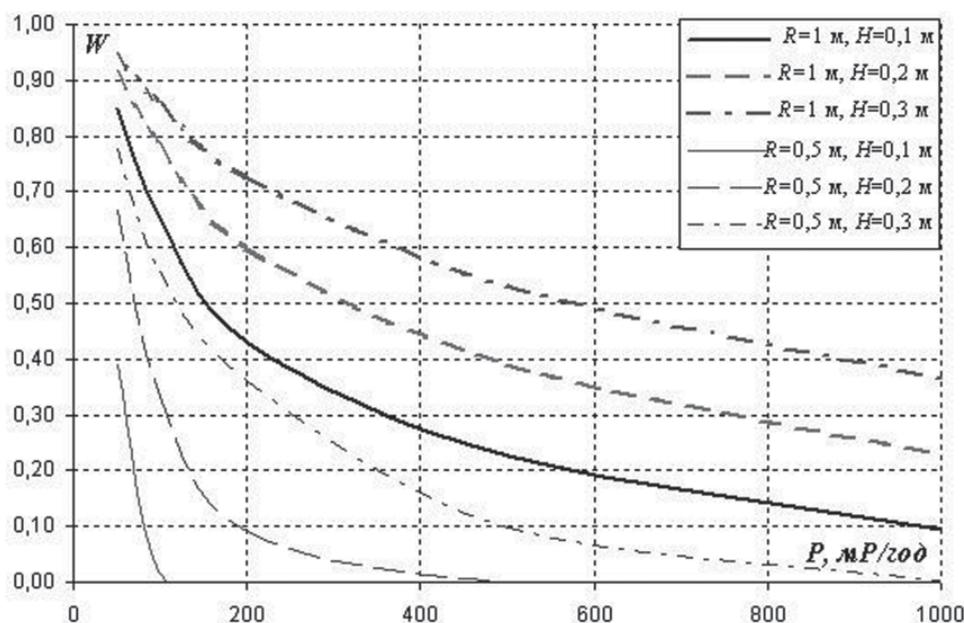


Рис. 5. Ймовірність "пропуску" локальних джерел в залежності від їх значення P при різному кроці вимірювання R та різній товщині шару ґрунту H

гарантованого знаходження джерел з $P_{\partial} = 1000$ мР/год для P_2 у діапазоні від 10 до 15 мР/год виконується не в повній мірі ($W \approx 10^{-2}$).

Проаналізуємо виконання умови $D_{\partial} / D_2 < 10^{-1}$.

Доза $D_2 = K_2 \cdot P_2 \cdot t_2$, де P_2 — ПЕД рівномірно забрудненого ґрунту; t_2 — час роботи персоналу з ґрунтом і, відповідно, час опромінення персоналу; K_2 — усереднений коефіцієнт переходу від $(P_2 \cdot t_2)$ до дози опромінення.

Доза D_{∂} , на відміну від дози D_2 , має ймовірнісний характер внаслідок випадкового знаходження в ґрунті локальних джерел.

Усереднена доза $\overline{D_{\partial}} = K_{\partial} \cdot \overline{P_{\partial}} \cdot \overline{t_{\partial}}$, де $\overline{P_{\partial}}$ — усереднене значення ПЕД локальних джерел, виявлених під час роботи; $\overline{t_{\partial}}$ — усереднений час роботи з локальними джерелами і, відповідно, усереднений час опромінення персоналу; K_{∂} — усереднений коефіцієнт переходу від $(\overline{P_{\partial}} \cdot \overline{t_{\partial}})$ до дози опромінення.

Умова $D_{\partial} / D_2 < 10^{-1}$ має виконуватися і при варіанті реалізації річної дози D_{∂} , яка значно вища за середнє значення. Збільшення дози D_{∂} відносно середнього значення може бути пов'язано зі збільшенням P_{∂} джерел, що виявляються, а також зі збільшенням кількості цих джерел.

Оскільки джерела з $P_{\partial} > 1$ Р/год практично гарантовано мають бути вилучені, то P_{∂} може збільшуватися не більш як до 0,5 Р/год при $\overline{P_{\partial}} = 0,1$ Р/год (див. рис. 6 для $P_2 = 20$ мР/год), тобто консервативно не більше ніж у 5 разів.

Таблиця 2. Значення ймовірності "пропуску" локального джерела W при кроці вимірювання $R = 0,5$ м, товщині шару ґрунту $H = 0,2$ м та $P_2 = 10, 15, 20$ мР/год

P , мР/год	$P_2=10$ мР/ч	$P_2=15$ мР/ч	$P_2=20$ мР/ч
50	0,95	0,89	0,67
100	0,82	0,66	0,33
200	0,54	0,34	0,09
500	0,13	0,06	0,00
1000	0,02	0,01	0,00

Враховуючи також можливість збільшення і кількості джерел (відносно середнього значення), візьмемо збільшення D_{∂} відносно $\overline{D_{\partial}}$ на порядок. Тоді умова $D_{\partial} / D_2 < 10^{-1}$ виглядатиме як $\overline{D_{\partial}} / D_2 < 10^{-2}$.

Відповідно до вищевикладеного

$$\frac{\overline{D_{\partial}}}{D_2} = \frac{K_{\partial} \cdot \overline{P_{\partial}} \cdot \overline{t_{\partial}}}{K_2 \cdot P_2 \cdot t_2} < \frac{\overline{P_{\partial}} \cdot \overline{t_{\partial}}}{P_2 \cdot t_2},$$

оскільки відношення K_{∂} / K_2 взагалі має бути менше 1 (персонал знаходиться далі від локального джерела, ніж від масиву ґрунту по відношенню до розташування вимірювальної прилади — датчика).

Таким чином, друга умова має вигляд $\frac{\overline{P_{\partial}} \cdot \overline{t_{\partial}}}{P_2 \cdot t_2} < 10^{-2}$.

Виконати аналіз конкретних обставин, за яких персонал може бути опромінено при використанні ґрунтів з майданчика ТМ (наприклад, при зворотній засипці), неможливо. Припустимо, що персонал виконує ці роботи з ґрунтом за таких самих обставин, як і при вилученні ґрунтів та їх розміщенні на майданчику ТМ. Також припустимо, що локальні джерела з P_{∂} від 50 до 1000 мР/год розподілені в ґрунті рівномірно. Тоді

$$P_2 = P_2^e, \quad \overline{P_{\partial}} = \frac{\sum W(P_i) \cdot P_i}{\sum W(P_i)}, \quad t_2 = t_2^e, \quad \overline{t_{\partial}} = \overline{W} \cdot \overline{t_{\partial}}^e$$

(тут індекс "e" означає, що параметр віднесено до робіт із вилучення ґрунту і поводження з ним).

Позначимо другу умову через A :

$$A = \frac{\overline{P_{\partial}} \cdot \overline{t_{\partial}}}{P_2 \cdot t_2} = \overline{W} \cdot \frac{t_{\partial}^e}{t_2^e} \cdot \frac{\overline{P_{\partial}}}{P_2^e} = a \cdot \overline{W} \cdot \frac{\overline{P_{\partial}}}{P_2^e} < 10^{-2}.$$

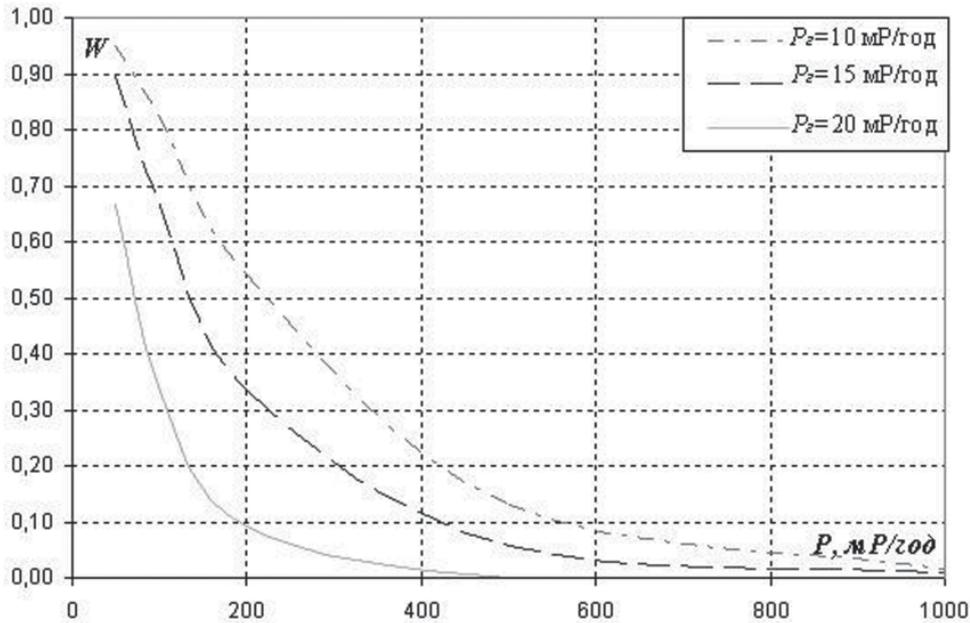


Рис. 6. Ймовірності "пропуску" локальних джерел в залежності від їх інтенсивності P_0 при кроці вимірювання $R = 0,5$ м, товщині шару ґрунту $H = 0,2$ м та $P_2 = 10, 15, 20$ мР/год

Співвідношення $a = \frac{t_0^6}{t_2^6}$ є відношенням $\frac{N_0}{N_{заг}}$, де N_0 — кількість точок, в яких було знайдено локальні джерела; $N_{заг}$ — кількість вимірювань точок картограми ПЕД.

Далі розглянуто три варіанти наявності локальних джерел в ґрунті: $a = 0,1$ — часто; $a = 0,01$ — середньо; $a = 0,001$ — рідко.

Величини \bar{W} та \bar{P}_0 оцінено з використанням залежностей $W(P)$, представлених на рис. 5 для $P_2 = 10, 15$ та 20 мР/год.

Результати оцінок \bar{W} , \bar{P}_0 та величини A наведені в табл. 3.

З табл. 3 видно, що нерівність $A < 10^{-2}$ виконується при $a = 0,001$ і, в основному, при $a = 0,01$, тобто для випадків середнього і рідкого знаходження локальних джерел в ґрунті, і не виконується для випадку, коли локальні джерела зустрічаються в ґрунті часто ($a = 0,1$).

Додаткове сортування можна виконати вже на майданчику ТМ.

Після вимірювання картограми ПЕД на ділянці, де виконуються земляні роботи, і вилучення виявлених локальних джерел ґрунт перевозиться на майданчик ТМ, де його знов розрівнюють шаром завтовшки $H = 0,2$ м і проводять вимірювання картограми ПЕД з кроком вимірювання $R = 0,5$ м.

У разі виявлення локальних джерел з ПЕД більше за 50 мР/год їх вилучають.

Оцінимо достовірність додаткового сортування. Розподіл локальних джерел залежно від P_0 в ґрунті, розміщеному на майданчику ТМ, матиме вигляд

Таблиця 3. Результати оцінок \bar{W} , \bar{P}_0 та A

Оцінювані величини		$P_2 = 10$ мР/ч	$P_2 = 15$ мР/ч	$P_2 = 20$ мР/ч
\bar{W}		0,26	0,17	0,07
\bar{P}_0		248	197	108
A	$a = 0,1$	3,2E-01	1,7E-01	3,8E-02
	$a = 0,01$	3,2E-02	1,7E-02	3,8E-03
	$a = 0,001$	3,2E-03	1,7E-03	3,8E-04

$N(P_0) = W(P_0)$, де $W(P_0)$ — ймовірність "пропуску" локальних джерел при першому сортуванні на ділянках до вилучення ґрунту.

Локальні джерела, що залишаються в ґрунті після сортування на майданчику ТМ, можна описати залежністю $N(P_0) = W^2(P_0)$, де $W^2(P_0)$ — ймовірність "пропуску" локальних джерел після двох етапів вимірювання картограми ПЕД (на ділянках до вилучення ґрунту та на майданчику ТМ) (рис.7).

З рис. 7 видно, що умова практично гарантованого виявлення джерел з $P_0 > 1000$ мР/год в результаті двохетапного сортування виконується.

Результати оцінок $\bar{W}_2 = \bar{W}^2$, $\bar{P}_{02} = \frac{\sum W^2(P_i) \cdot P_i}{\sum W^2(P_i)}$ та величини $A_2 = a \cdot \bar{W}_2 \cdot \frac{\bar{P}_{02}}{P_2^6}$ після двохетапного сортування наведено в табл. 4.

З табл. 4 видно, що нерівність $A_2 < 10^{-2}$ виконується при $a = 0,001$ і $a = 0,01$, тобто при середньому і рідкому знаходженні локальних джерел в ґрунті достовірність двохетапного сортування оцінюється як достатня.

З іншого боку, достовірність двохетапного сортування недостатня для ґрунту, в якому локальні джерела зустрічаються часто ($a = 0,1$).

Таблиця 4. Залежність \bar{W}_2 , \bar{P}_{02} та A_2 від значень P_2 та параметра a після двохетапного сортування на ділянці до вилучення ґрунту та на майданчику ТМ

Оцінювані величини		$P_2 = 10$ мР/ч	$P_2 = 15$ мР/ч	$P_2 = 20$ мР/ч
\bar{W}_2		0,15	0,09	0,03
\bar{P}_{02}		148	111	67
A ₂	$a = 0,1$	1,1E-01	4,8E-02	9,9E-03
	$a = 0,01$	1,1E-02	4,8E-03	9,9E-04
	$a = 0,001$	1,1E-03	4,8E-04	9,9E-05

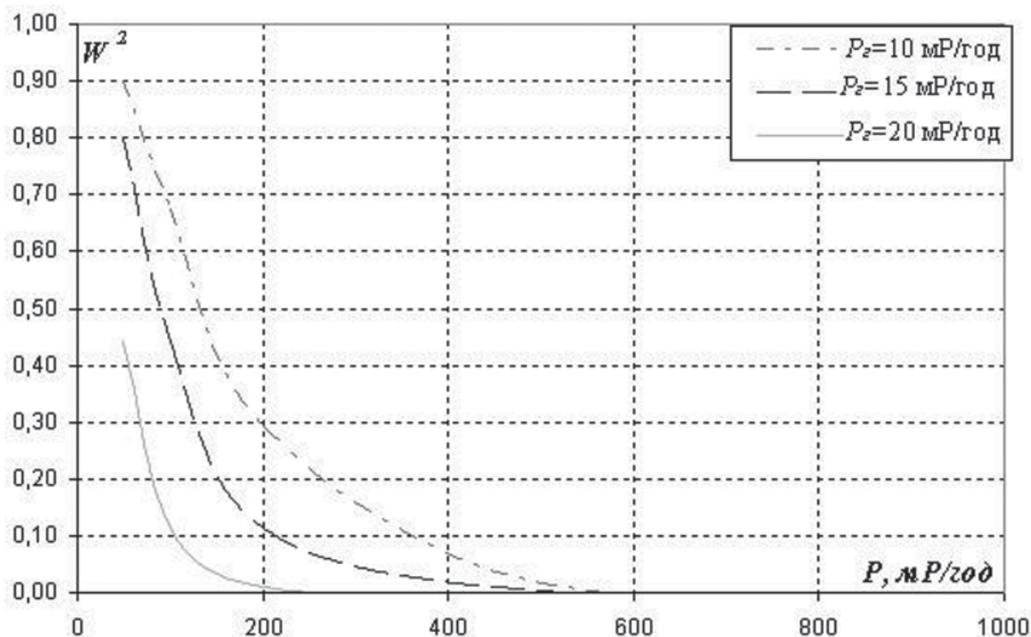


Рис. 7. Ймовірності "пропуску" локальних джерел W^2 після двохетапного сортування на ділянці до вилучення ґрунту та на майданчику ТМ

Зазначимо, що технологічні процедури вилучення такого ґрунту будуть складними і займуть багато часу, оскільки перед зняттям шару ґрунту потрібно буде вилучати з нього досить багато локальних джерел.

Враховуючи недостатню достовірність сортування та технологічні складнощі, ґрунт, в якому локальні джерела зустрічаються часто, рекомендується не розміщати на майданчику ТМ і, відповідно, — не сортувати за критеріями, встановленими для майданчика ТМ, а відправляти на захоронення.

Висновок

Критерії достовірності сортування можуть бути встановлені на основі нормативних документів щодо обмеження поточного та потенційного опромінення персоналу, який в майбутньому виконуватиме роботи з ґрунтами при їх повторному використанні, з дотриманням таких вимог: доза поточного опромінення від можливого знаходження локальних джерел має давати малий вклад в річну дозу опромінення; високоактивні джерела мають бути практично гарантовано вилучені.

У статті показано, що ці умови для ґрунтів, у яких більш інтенсивні джерела зустрічаються не часто, можуть бути виконані, як варіант, у такий спосіб.

Перед вилученням ґрунтів з певної ділянки обов'язково має вимірюватися картограма ПЕД цієї ділянки з кроком не більш як 0,5 м, а шар одноразово добуваного ґрунту має бути обмеженим (не більш як 0,2 м).

Більш інтенсивні джерела при їх виявленні вилучаються до зняття шару ґрунту. Далі, після складування ґрунту на спеціальному майданчику, він розрівнюватиметься шаром завтовшки до 0,2 м, після чого знову вимірюватиметься картограма ПЕД з кроком не більше ніж 0,5 м.

ґрунти, в яких більш інтенсивні джерела зустрічаються часто, доцільно відправляти на захоронення.

Література

1. Концептуальний проект Нового безпечного конфайнмента. — Чорнобиль, 2004.
2. Класифікація ґрунтів та інших матеріалів, які утворюються при виконанні земляних робіт під час реалізації плану здійснення заходів на об'єкті "Укриття". — К., 2004.
3. Норми радіаційної безпеки України. Доповнення: Радіаційний захист від джерел потенційного опромінення (НРБУ-97/Д-2000). Державні гігієнічні нормативи ДГН 6.6.1.-6.5.061-2000. — К., 2000.
4. Worku G., Negin C. A. MicroShield. — Maryland: Grove Engineering, Inc., 1995.

Надійшла до редакції 19.12.2008.

П. Б. Арясов¹, С. Ю. Нечаев¹,
А. В. Дмитриенко², С. Н. Константиненко²

¹ Научно-исследовательский институт
радиационной защиты АТН Украины
² ГСП Чернобыльская АЭС

Программа мониторинга радиоактивных аэрозолей с применением персональных импакторов при выполнении работ на объекте «Укрытие»

Представлена структура разработанной и внедренной специальной программы мониторинга радиоактивных аэрозолей с применением персональных пробоотборников аэрозолей (ППА) и персональных импакторов (ППАИ), позволяющей получить полный набор данных относительно характеристик радиоактивных аэрозолей в зоне дыхания персонала в зависимости от разных типов выполняемых работ.

П. Б. Арясов, С. Ю. Нечаев, О. В. Дмитриенко,
С. М. Константиненко

Програма моніторингу радіоактивних аерозолів із застосуванням персональних імпакторів при виконанні робіт на об'єкті «Укриття»

Наведено структуру розробленої та впровадженої спеціальної програми моніторингу радіоактивних аерозолів із застосуванням персональних пробовідбірників аерозолів (ППА) та персональних імпакторів (ППАИ), яка дає змогу отримати повний набір даних щодо характеристик радіоактивних аерозолів у зоні дихання персоналу в залежності від різних типів виконуваних робіт.

В течение 2004–2008 гг. в рамках Плана осуществления мероприятий (ПОМ) на объекте «Укрытие» (ОУ) выполнены работы по стабилизации нестабильных конструкций ОУ (так называемая фаза стабилизации). Большинство из указанных работ внутри ОУ связано с повышенным образованием радиоактивных аэрозолей, поскольку проводится в радиоактивно загрязненных помещениях, где радиационная обстановка сложилась, преимущественно, в результате аварии 1986 г. В соответствии с требованиями Норм радиационной безопасности [1], при осуществлении практической деятельности для контроля доз внутреннего облучения персонала регламентируется только один путь поступления — ингаляционный. Основными факторами, формирующими дозу внутреннего облучения, являются дисперсный и радионуклидный состав, а также тип системного поступления радиоактивных аэрозолей [2], [3]. Фактически, в зависимости от реальных значений упомянутых параметров радиоактивных аэрозолей, значения коэффициентов доза на единицу поступления могут отличаться на порядок по сравнению со значениями, рекомендованными МКРЗ для референтных параметров радиоактивных аэрозолей [1]. Таким образом, наличие реальных, натуральных данных, которые характеризуют радиоактивные аэрозоли, играет первостепенное значение для дальнейшей корректной интерпретации данных мониторинга производственной среды для выполнения дозовых оценок. Это положение закреплено нормативными документами Украины [1], в соответствии с требованиями которых для дальнейшей интерпретации, выполнения дозиметрических оценок, расчета доз внутреннего облучения персонала предпочтение отдается натурным первичным данным, характеризующим радиационную обстановку на рабочем месте. По сравнению с интегральными характеристиками радиоактивных аэрозолей на рабочем месте, данные о характеристиках радиоактивных аэрозолей непосредственно в зоне дыхания персонала имеют приоритетное значение для дальнейших дозиметрических интерпретационных процедур [3].

Для получения наиболее ценных дозиметрических данных — натуральных характеристик радиоактивных аэрозолей непосредственно в зоне дыхания персонала — была поставлена задача разработки и внедрения специальной программы мониторинга радиоактивных аэрозолей с применением персональных пробоотборников аэрозолей (ППА) и персональных пробоотборников аэрозолей импакторного типа (ППАИ — персональных импакторов). До внедрения и реализации данной программы мониторинга каких-либо аналогов с применением ППАИ в Украине не существовало. Реализация данной программы мониторинга на практике позволяет получить полный набор реальных данных относительно характеристик радиоактивных аэрозолей в зоне дыхания персонала в зависимости от разных типов выполняемых работ.

В соответствии с поставленной задачей разработана структура специальной программы (рис. 1) мониторинга радиоактивных аэрозолей с применением персональных импакторов [5], которая имеет четыре основных направления:

- подготовительные и организационные процедуры;
- экспериментальная часть;
- радиометрические измерения;
- контроль качества.

Фактически каждое из перечисленных направлений является самостоятельным и обладает своей субструктурой. Первые три направления имеют иерархическое подчинение, а процедуры контроля качества относятся к каждому элементу программы, связывая все части воедино.

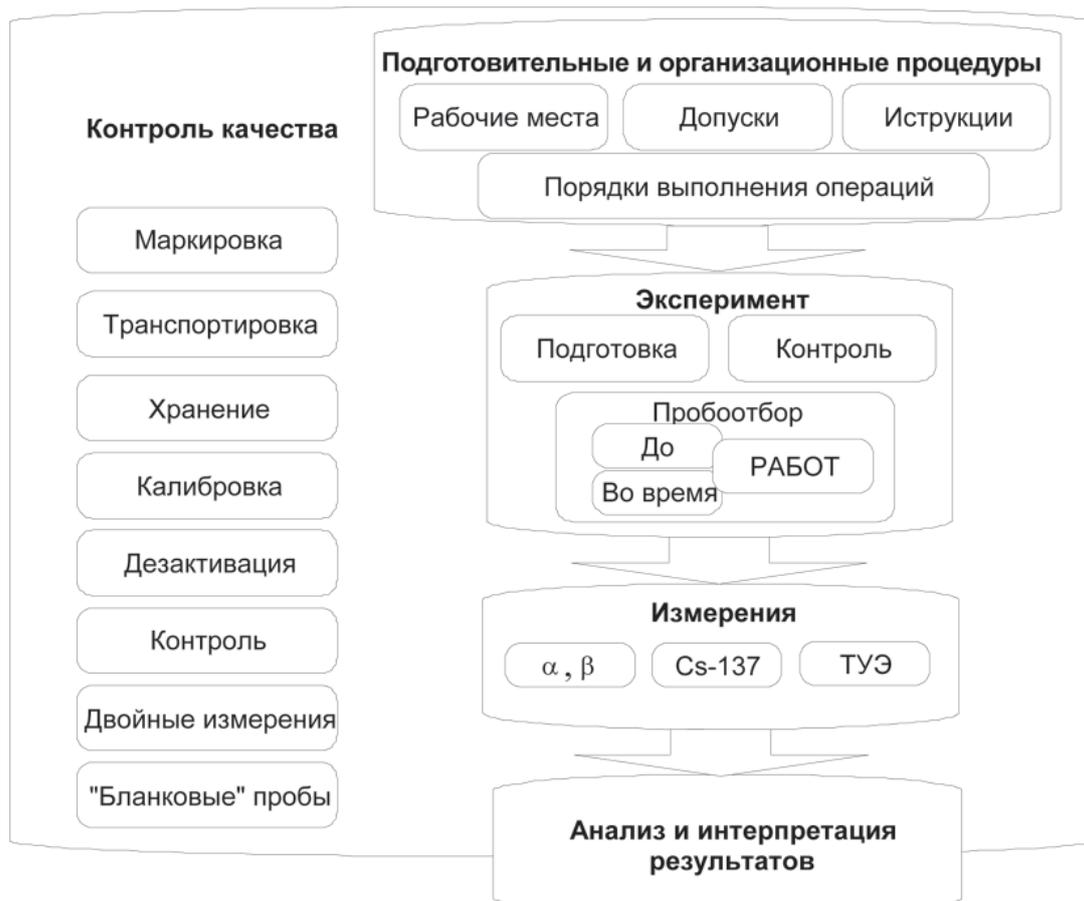


Рис. 1. Структура специальной программы мониторинга радиоактивных аэрозолей

Оборудование

При реализации программы мониторинга с применением персональных импакторов в качестве основного оборудования были использованы персональные каскадные импакторы «Marple» [4] серии 290 двух типов: шестикаскадные импакторы МР-296 и восьмикаскадные МР-298. Модель МР-298 отличается от МР-296 наличием двух дополнительных каскадов для разделения крупнодисперсных аэрозолей. Данные каскады имеют маркировку «1» и «2». Уровни отсечки по каскадам в зависимости от аэродинамического диаметра аэрозолей для используемых импакторов приведены в табл. 1.

Таблица 1. Уровни отсечки по каскадам для персональных каскадных импакторов «Marple» серии 290 при скорости прокачки 2 л·мин⁻¹

Номер каскада	Уровень отсечки, мкм	Модель
1	21,3	МР-298
2	14,8	МР-298
3	9,8	МР-298, МР-296
4	6	МР-298, МР-296
5	3,5	МР-298, МР-296
6	1,55	МР-298, МР-296
7	0,93	МР-298, МР-296
8	0,52	МР-298, МР-296
Финальный фильтр	0	МР-298, МР-296

Как видно из табл. 1, указанное оборудование позволяет получить максимально полную информацию о дисперсном составе радиоактивных аэрозолей во всем диапазоне ингалябельной фракции. При проведении экспериментов в качестве подложек и финального фильтра использовались два вида фильтрующих материалов: стекловолоконные фильтры типа GF-230SEC (для каскадов) и GF-230SEF (для финального фильтра), а также целлюлозные фильтры типа WH. Для стандартных ППА были использованы стекловолоконные фильтры GF.

Для предотвращения эффекта «отскока» частиц от фильтрующих материалов применялась силиконовая смазка «Loctite 8021» (силиконовый спрей). Смазка наносилась тонким слоем на поверхность фильтрующих материалов каскадов импактора в лабораторных условиях. После нанесения смазки фильтры выдерживались до полного ее высыхания для последующей зарядки в импакторную головку.

Для персональных импакторов использовались помпы двух типов: «Gil Air-5» и «Gilian 3500», позволяющие удерживать постоянную скорость прокачивания воздуха от 1 до 5 л·мин⁻¹ и до 3,5 л·мин⁻¹ соответственно. При проведении экспериментов скорость прокачки была установлена на уровне рекомендуемой руководством по эксплуатации [4] и составляла 2 л·мин⁻¹.

Для калибровки помп и установок необходимого уровня скорости прокачки применялись два калибратора «Gilian» модели «Gilibrator-2» с насадками «Gilian» (генератор пухрейд), работающие на мыльном растворе.

Наряду с персональными импакторами, в реализации программы также были задействованы персональные

пробоотборники аэрозолей (ППА) стандартного типа (не импакторные). Для ППА использовались помпы SKS с установленной скоростью прокачки воздуха 4 л·мин⁻¹.

Подготовительные и организационные процедуры

Данную часть программы можно условно разделить на три основных направления:

- 1) проверка работоспособности, метрологическая поддержка;
- 2) организация и подготовка рабочих мест (для работы с оборудованием);
- 3) организационные работы, связанные с проведением экспериментов.

Проверка работоспособности, метрологическая поддержка. Все персональные импакторы и воздушные помпы, используемые в программе, до начала ее реализации прошли метрологическую аттестацию и поверку, подвергнуты проверке на стабильность и длительность работы все комплекты оборудования. При полном заряде аккумуляторных батарей воздушных помп, путем проверки на калибраторе скорости прокачки в начале отбора и по истечении 5 ч (в конце пробоотбора), отклонений от начальной скорости прокачки обнаружено не было. Аналогично, опытным путем установлено, что время непрерывной работы всех воздушных помп при полностью заряженной батарее составляет не менее 8 ч. Согласно указанной выше схеме, проверки проводились регулярно в течение выполнения программы мониторинга, с периодичностью 1,5–2 мес. Метрологическая аттестация всего оборудования в ходе выполнения программы проводилась согласно предварительно составленному плану.

Организационная структура проведения экспериментов предусматривала в первую очередь исключение внешнего загрязнения фильтрующих материалов, вероятность чего в условиях ОУ очень высока. Для исключения возможного внешнего загрязнения образцов были организованы *рабочие места* в радиационно-чистых помещениях.

Первое из них расположено в лабораторных условиях вне ОУ и предназначено для следующих работ с персональными импакторами:

- разборки импакторов;
- упаковки фильтров;
- деактивации импакторов;
- маркировки фильтров;
- сборки импакторов.

Таблица 2. Паспорт на воздушную пробу персонального импактора

Дата	
Код — идентификатор операции (по результатам рассмотрения ППР)	
Единый наряд-допуск (ЕНД)	
Организация (исполнитель)	
Фамилия, имя, отчество (полностью)	
Номер помещения/место работы	
Выполняемые работы	
Время начала работы	
Продолжительность работы	
Серийный номер импактора (не заполняется для стандартных ППА)	
Серийный номер воздушной помпы	
Примечания/ремарки	

Второе рабочее место находится непосредственно на 4-м блоке ЧАЭС, где выполняются следующие операции:

- выдача персональных импакторов при допуске работников к работам;
- прием персональных импакторов по завершении работ;
- оформление технических паспортов воздушных проб;
- деактивация воздушных помп и шлангов;
- калибровка воздушных помп;
- зарядка аккумуляторных батарей воздушных помп.

Организационные работы, связанные с проведением экспериментов, включали в себя комплекс задач — от оформления официальных разрешений до разработки инструкций выполнения операций с оборудованием. Для четкой и корректной работы были разработаны инструкции по обращению с воздушными помпами типов Gil Air-5, Gilian 3500, SKS, а также «Порядок выдачи ППА, ППИА», регламентирующий работы, которые должны проводиться в обязательном порядке с использованием персональных импакторов и/или ППА.

Для соблюдения целостности и полноты сопровождающей информации по завершении работы заполнялся специально разработанный паспорт на воздушную пробу, форма которого представлена в табл. 2.

Контроль качества

С целью обеспечения достоверности и надежности получаемых в рамках программы результатов был разработан ряд процедур, направленных на обеспечение контроля качества выполняемой программы в целом (данная часть касается всех составляющих программы).

Маркировка, транспортировка, хранение фильтрующих материалов. Согласно разработанному порядку обращения с фильтрами персональных импакторов, чистые фильтры с обратной стороны маркировались мягким простым карандашом (табл. 3) для дальнейшей сборки импактора.

В случае, когда фильтры персональных импакторов подвергались взвешиванию, непосредственно в лабораторных условиях НИИ РЗ сначала проводилась процедура маркировки фильтров, которая несколько отличалась от описанной выше: на каждом фильтре из комплекта импактора, кроме номера фильтра, был нанесен номер комплекта для однозначной идентификации каждого фильтра. После маркировки фильтры выдерживались в течение 24 ч в помещении с постоянной температурой и влажностью и затем взвешивались. Вес каждого фильтра заносился в базу данных, а сами фильтры упаковывались в зип-пакеты и доставлялись в ЦРБ ЧАЭС для последующей зарядки в импактор.

После проведения пробоотборов, при разборке и перезарядке импакторов фильтры складывались «пробой внутрь», упаковывались в зип-пакеты и комплект фильтров одного персонального импактора вместе с паспортом на воздушную пробу скреплялся стиплером.

После доставки серии комплектов фильтров в НИИ РЗ каждый комплект в серии маркировался, все комплекты данной серии помещались в специальный контейнер с ее номером до подготовки к измерениям. Таким образом был сформирован «банк проб» фильтрующих материалов с сохранением всей сопровождающей информации о пробоотборах.

Если фильтры с отобранными воздушными пробами были предварительно взвешены (о чем свидетельствует специальная маркировка фильтров), то они выдерживались в течение 24 ч

Таблица 3. Порядок маркировки фильтров персональных импакторов

Номер каскада	Маркировка фильтра	
	Модель MP-298	Модель MP-296
1	1	-
2	2	-
3	3	3
4	4	4
5	5	5
6	6	6
7	7	7
8	8	8
Финальный фильтр	Ff	Ff

при таких же постоянной температуре и влажности, как и при процедуре взвешивания перед пробоотбором, и затем взвешивались. Вес каждого фильтра заносился в базу данных.

После проведения измерений те фильтры (комплекты фильтров), которые на данный момент времени не были подвержены радиохимическому анализу, возвращались в банк проб в соответствующий комплект, в соответствующую серию фильтров.

Калибровка, дезактивация воздушных помп. Работы, связанные с калибровкой и деактивацией воздушных помп, проводились непосредственно на 4-м блоке ЧАЭС, в помещении ЦРБ (рабочее место № 2 на базе ЦРБ).

Калибровка воздушных помп выполнялась с помощью двух калибраторов «Gilian» модели «Gilibrator-2». Каждая воздушная помпа подвергалась процедуре калибровки с последующей установкой скорости прокачки 2 л·мин⁻¹ для ППИА и 4 л·мин⁻¹ для ППА, каждый раз непосредственно после проведения пробоотбора (перед следующим пробоотбором). Процедура калибровки включает:

- 1) подготовку к работе калибратора (зарядка батареи, приготовление/заливка мыльного раствора);
- 2) установку необходимой скорости прокачки на воздушной помпе с помощью встроенного датчика расхода воздуха;
- 3) подключение воздушной помпы к калибратору и проведение 10 контрольных замеров скорости потока;
- 4) корректировку (при необходимости) скорости потока воздуха на воздушной помпе с помощью встроенного датчика расхода в соответствии с показанием среднего значения скорости потока на калибраторе;
- 5) проведение 20 замеров расхода воздуха и определение средней скорости потока;
- 6) занесение результатов калибровки в результирующую таблицу (табл. 4).

Как показала практика эксплуатации программы, процедура калибровки воздушных помп перед каждым пробоотбором существенно повышает достоверность информации, характеризующей пробоотбор. Дезактивация воздушных помп и шлангов проводилась также непосредственно после проведения пробоотбора и заключалась в протирке салфеткой, смоченной в спирте.

Таблица 4. Форма для занесения результатов калибровки воздушных помп

Серийный номер помпы	Количество тестов	Показания калибратора			Примечание
		Первый тест	Последний тест	Среднее значение	

Работы с персональными импакторами: сборка, разборка, дезактивация. После отбора воздушных проб на весь комплект оборудования ППИА, персональные импакторы доставлялись в лабораторию радиоэкологического мониторинга, где и проводились работы по их перезарядке и дезактивации. Технологически процедура перезарядки импакторов состоит из таких операций:

- 1) последовательной разборки каскадов импактора;
- 2) складывания подложки/фильтра «пробой внутрь» и упаковки каждого фильтра в отдельный зип-пакет;
- 3) маркировки каждого пакета номером каскада импактора;
- 4) разборки следующего каскада импактора и повторения пп. 2 и 3;
- 5) по завершении разборки импактора — проведения дезактивации каждого каскада методом протирки неворсистым материалом, смоченным в спирте, и проверки щелей каскадов на предмет засорения;
- 6) маркировки чистых фильтров;
- 7) последовательной сборки каскадов импактора с учетом п. 6.

Все работы с фильтрующими материалами проводились с помощью пинцетов, при полном отсутствии контакта с какими-либо поверхностями.

После проведения четырех пробоотборов (примерно раз в месяц) персональные импакторы подвергались полной дезактивации, состоящей из трех стадий:

предварительной — протирка спиртом всех плоскостей и составляющих, с проверкой/удалением засорений из щелей импакторных каскадов специальным деревянным экстрактором;

основной — полное погружение составляющих частей импактора в ванночки со спиртом на 120 мин;

заключительной — извлечение из ванночек по истечении 120 мин и протирка насухо составляющих персональных импакторов.

Процедуры по обеспечению контроля качества при проведении радиометрических измерений. Для каждого типа измерений (суммарная активность α -, β -излучающих радионуклидов, содержание ¹³⁷Cs, радиохимическое выделение трансурановых элементов — ТУЭ) устанавливался свой идентификатор для каждой пробы, и только после завершения всего комплекса измерительных и радиохимических процедур каждой пробе приписывалось значение по содержанию определяемых радионуклидов. Введение данной процедуры при измерениях позволяет избежать возможности получения «расчетных» результатов и обеспечивает реальные, натурные данные. Наряду с указанной процедурой, периодически (раз в месяц) отдельные пробы направлялись на измерения (неразрушающий анализ) повторно под разными идентификаторами измерений. Отклонение в пределах 5 % полученных результатов «двойных» измерений указывало на надежность проводимых радиометрических процедур. Помимо повторных измерений, с целью обеспечения качества получаемых результатов, на измерения подавались «бланковые» («чистые») фильтрующие материалы, не участвующие в пробоотборе. Для обеспечения робастности данных по дисперсному составу, при работе с импакторными пробами, идентификаторы «внутри» импакторной пробы имели нумерацию «не подряд» с изменяющимся законом. Таким образом, при проведении измерений обеспечивалось определение содержания радионуклидов на каждом каскаде импактора именно для каждого конкретного измерения и полностью исключалась какая-либо подгонка (корректировка) результатов на этапе проведения измерений.



Рис. 2. Детализированная структура экспериментальной части программы с описанием последовательно выполняемых операций

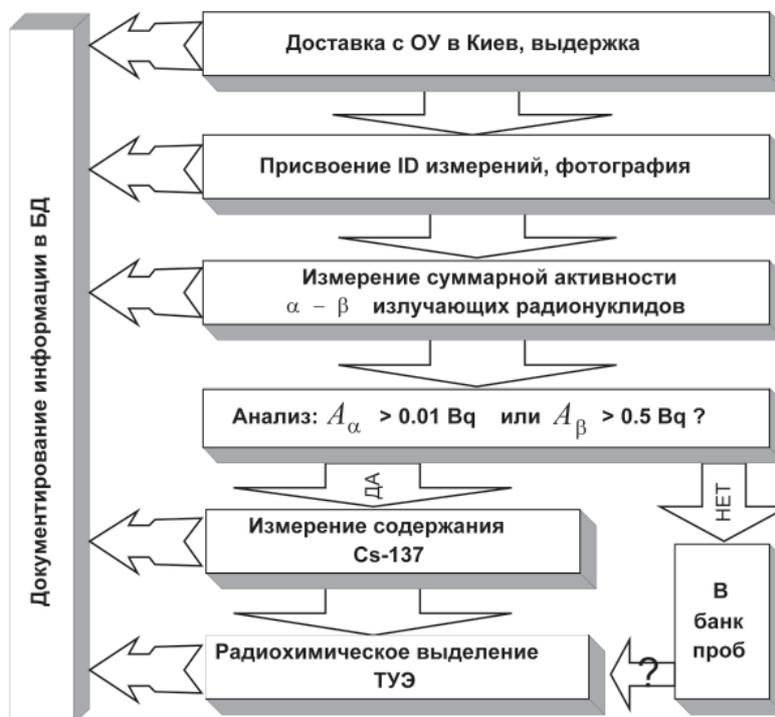


Рис. 3. Схема выполнения операций при проведении спектрометрических и радиометрических процедур

Экспериментальная часть

Все работы, планируемые к проведению на ОУ, подвергнуты анализу с точки зрения возможности генерации радиоактивных аэрозолей во время их выполнения; особое внимание обращено на работы, которые должны осуществляться непосредственно внутри ОУ. По воздействию на окружающую обстановку (предметы) определенных инструментов и устройств выделено пять типов работ; каждому из выделенных типов присвоен классификатор, характеризующий работы, в процессе выполнения которых должен проводиться мониторинг:

Электросварочные работы	1
Монтажные работы, расчистка зон производства работ (без сварочных работ и резки металлоконструкций)	2
Работы по подготовке рабочих мест	3
Работы, связанные со сверлением, бурением, долблением	4
Работы с применением абразивной резки металла	5

Фактически охвачены все радиационно-опасные работы, связанные с повышенной опасностью образования радиоактивных аэрозолей.

При осуществлении программы мониторинга особое внимание было уделено выполнению основных мероприятий по проекту стабилизации ОУ (№№3В, 3С, 14, 14а и усиление западной опоры балки «Мамонт»).

Для реализации экспериментальной части программы мониторинга разработана организационная структура, имеющая четыре основных, последовательно выполняемых составляющих:

1. Изначально все комплекты оборудования (персональные импакторы и воздушные помпы) с неотобранной воздушной пробой находятся непосредственно на ОУ.

2. Выдача и прием персональных импакторов проводится на 4-м блоке ЧАЭС при открытии и закрытии работ в соответствии с инструкциями и «Порядком выдачи ППА, ППАИ».

3. При отборе воздушных проб на весь комплект оборудования ППАИ, импакторы доставляются в лабораторию радиационно-экологического мониторинга ЦРБ ЧАЭС.

4. В тот же день импакторные головки перезаряжаются чистыми фильтрами, дезактивируются и на следующее утро доставляются на 4-й блок ЧАЭС для последующей выдачи (п. 1.).

Детализированная структура экспериментальной части программы с описанием последовательно выполняемых операций представлена на рис. 2.

Радиометрические и спектрометрические измерения

Согласно представленной на рис. 3 схеме, после проведения экспериментов полученные образцы воздушных проб доставлялись сериями с ЧАЭС в лабораторию ИРЗ (г. Киев). Каждая серия выдерживалась 10 дней перед проведением измерений на содержание суммарной активности α -, β -излучающих радионуклидов. В течение этого времени все комплекты фильтров регистрировались в базе данных с занесением сопутствующей информации из паспортов воздушных проб. Каждому комплекту воздушных фильтров присваивался уникальный идентификационный пятизначный номер «XXX_XX», первые три цифры которого соответствовали номеру серии, а две последние — номеру комплекта.

Непосредственно перед подготовкой к измерениям информация из паспорта на воздушную пробу по каждому комплекту фильтров документировалась с занесением в БД (включая фотографии). На следующем шаге каждый фильтр помещался на мишень, расположенную на подложке с уникальным идентификационным номером ID фильтра; данная комбинация фотографировалась и также заносилась в БД.

После подготовительных процедур все полученные образцы воздушных проб подвергались процедуре измерения суммарной активности α -, β -излучающих радионуклидов. Таким образом для каждой воздушной пробы формировались значения A_{α}^{ID} и A_{β}^{ID} . Эмпирическим путем установлен критерий для дальнейшего проведения измерений на содержание ^{137}Cs . Так, если $A_{\alpha}^{ID} > 0,01$ либо $A_{\beta}^{ID} > 0,5$ Бк-пробу⁻¹, образцам с указанным ID присваивался новый ID_1 (см. «Процедуры по обеспечению контроля качества при проведении радиометрических измерений») и они подвергались радиометрическому измерению содержания ^{137}Cs в пробе; в результате получали значение A_{Cs}^{ID-1} . Аналогично предыдущей процедуре, следующим шагом этим образцам присваивался ID «радиохимических измерений» — ID_2 — и они подвергались радиохимическому выделению $^{239+240,238}\text{Pu}$, ^{241}Am с последующими α -спектрометрическими измерениями и конечными результатами — значениями A_{Pu}^{ID-2} , A_{Am}^{ID-2} . После завершения всех описанных выше процедур и занесения полученных результатов в БД образцы воздушных проб имели матрицу значений $[A_{\alpha} A_{\beta} A_{\text{Cs}} A_{\text{Pu}} A_{\text{Am}}]$.

Заключение

Программа мониторинга радиоактивных аэрозолей с применением персональных импакторов и стандартных ППА осуществлялась при выполнении всех радиационно-опасных работ по стабилизационным мероприятиям на ОУ. Общее количество полученных и проанализированных образцов воздушной среды за 2005—2008 гг. составило более 4500 (в том числе образцов воздушной среды, отобранных с применением персональных импакторов, — 2500), что позволило определить/уточнить основные параметры расчета индивидуальных доз внутреннего облучения персонала.

Литература

1. Норми радіаційної безпеки України (НРБУ-97). — К.: МОЗ України, 1997. — 121 с.
2. Annals of the ICRP. ICRP Publication 66. Human Respiratory Tract Model for Radiological Protection. — Vienna: Pergamon Press, 1993. — P. 65–80.
3. US DOE, Implementation Guide, G — 10CFR835/C1 — Rev. 1, Internal Dosimetry Program.
4. Instruction Manual. Series 290 Marple Personal Cascade Impactor. P/N 100065-00.
5. Aerosol monitoring during work inside the “object shelter”: Analysis of dispersion and concentration for different work types, Journal of Alloys and Compounds 444–445 (2007) 483–485, Arysav P., Nechaev S., Tsygankov N., Dmitrienko A.

Надійшла до редакції 16.12.2008.

Вплив умов рентгенологічних досліджень на визначення дози медичного опромінення пацієнтів

Наведено результати аналізу впливу умов рентгенологічних досліджень на визначення ефективної дози опромінення пацієнтів при діагностичних процедурах.

Л. І. Асламова, Е. Н. Солодовник

Влияние условий рентгенологических исследований на определение дозы медицинского облучения пациентов

Приведены результаты анализа влияния условий рентгенологических исследований на определение эффективной дозы облучения пациентов при диагностических процедурах.

Зменшення дози медичного опромінення пацієнтів при рентгенодіагностиці за умов підвищення ефективності, якості і продуктивності діяльності з використанням джерел іонізуючого випромінювання (ДІВ) медичними закладами можливо завдяки технічному переоснащенню відділів променевої діагностики рентгеногенеруючим обладнанням, оновленню парку дозиметричної апаратури; систематизації нормативно-правової бази з урахуванням вимог Європейського Союзу для ефективного впровадження в практику медичних закладів систем радіаційної безпеки та управління якістю, що потребує:

розробки та затвердження нормативних документів з чітким формулюванням загальних процедур та вимог, які мають виконуватися для забезпечення коректного визначення та реєстрації дозових навантажень на пацієнта;

введення спеціальності “медичний фізик” з урахуванням міжнародного досвіду та вимог освітньо-кваліфікаційних характеристик рівня “бакалавр”, “магістр”;

підвищення кваліфікації персоналу та оволодіння ним професійними навичками у сфері радіаційної безпеки.

З 1 січня 2010 р. в Україні набирає чинності нормативно-правовий акт “Вимоги до системи управління якістю проведення діагностичних та терапевтичних процедур з використанням джерел іонізуючого випромінювання”, зареєстрований в Міністерстві юстиції України 29 жовтня 2008 р. за № 1054/15745 [1]. Згідно з вимогами, викладеними у вищезазначеному документі, медичний заклад встановлює, документує, впроваджує систему управління якістю (СУЯ) проведення діагностичних та терапевтичних процедур з використанням ДІВ та підтримує її результативність відповідно до вимог стандарту ДСТУ ISO 13485:2005 [2] шляхом:

визначення процесів, необхідних для СУЯ, їх послідовності, взаємодії та застосування в медичному закладі;

визначення методик, необхідних для забезпечення результативності функціонування визначених медичним закладом процесів СУЯ та управління ними;

забезпечення наявності ресурсів (людських, технічних, матеріальних), нормативно-правових актів, нормативних та організаційно-розпорядчих документів, необхідних для підтримання функціонування, здійснення контролю та аналізування процесів СУЯ, визначених медичним закладом; запровадження заходів, необхідних для досягнення результативності визначених медичним закладом процесів СУЯ.

Використання досконалої рентгенівської техніки сприятиме значному зниженню дози опромінення, скороченню часу проведення одного дослідження, а отже, зростанню кількості обстежуваних, що може бути вирішальним, особливо для хворих категорії АД:

хворих з установленними онкологічними захворюваннями чи осіб з виявленими передраковими захворюваннями;

хворих, дослідження яких проводяться з метою диференціальної діагностики уродженої серцево-судинної патології та судинних уроджених пороків розвитку;

осіб, досліджуваних в ургентній практиці (в тому числі при травмах) за життєвими показниками.

Рекомендований граничний рівень опромінення (ефективна доза), встановлений для категорії АД, — 100 мЗв/рік⁻¹ [3].

Внаслідок економічних факторів процес переходу медичних установ на сучасне обладнання відбуватиметься тривалий час. Тому реальним методом зменшення дозового навантаження є технологічно вірне виконання рентгенівських знімків — від клінічного обґрунтування дослідження до передачі знімків у архів. Зниження дози досягається вибором оптимальних технічних умов опромінення конкретного

пацієнта та використання засобів захисту від впливу іонізуючого випромінювання [4].

Параметри рентгенівського випромінювання

Рентгенівське випромінювання, що генерується будь-яким рентгенодіагностичним апаратом, характеризується двома основними параметрами:

потужністю експозиційної дози (або керми в повітрі при сучасних вимірюваннях);

спектральним (енергетичним) складом.

На практиці визначається радіаційний вихід D_T — потужність експозиційної дози, мР/с, що створюється на відстані 1 м від фокуса рентгенівської трубки на осі первинного пучка рентгенівського випромінювання при заданих значеннях анодної напруги, зведеної до значення анодного струму 1 мА. Останній залежить від багатьох факторів, пов'язаних з режимом роботи та особливостями конструкції апарата: напруги на трубіці, анодного струму, форми пульсації напруги й струму, загальної фільтрації випромінювання, матеріалу й кута нахилу мішені анода, спрацьованості анода та ін.

Взаємозалежний вплив таких параметрів утруднює теоретичний розрахунок радіаційного виходу, а в разі його експериментального визначення неминучі великі похибки, обумовлені труднощами контролю дійсних значень всіх параметрів. Тому радіаційний вихід краще визначати для кожної конкретної трубки або пристрою.

Знання радіаційного виходу конкретного апарата необхідно для виявлення неполадок і несправностей у роботі рентген-апарата й для розрахунку доз, отриманих пацієнтом під час дослідження.

Значення радіаційного виходу береться з технічної документації на конкретний рентгенівський випромінювач або з даних періодичних вимірювань цієї величини відповідними вимірювальними приладами. За відсутності таких даних слід користуватися наближеними таблицями та графіками. Але радіаційний вихід залежить (дані можуть відрізнятись у кілька десятків разів) від типу і товщини додаткових фільтрів, а також типу і конструкції анода. Відсутність переліченої детальної інформації унеможливує коректне визначення за загальними таблицями радіаційного виходу конкретного апарата.

Даними вимірювання радіаційного виходу апарата [5], [6], за умов високої точності його визначення, можна скористатися для розрахунку ефективної дози опромінення пацієнта, мкЗв:

$$E = RItK_e$$

де R — радіаційний вихід рентгенівського випромінювача, мР·м²/(мА·с); I — струм рентгенівської трубки, мА; t — час проведення дослідження, с; K_e — коефіцієнт переходу до ефективної дози опромінення пацієнта даного віку з урахуванням виду проведеного рентгенологічного дослідження, проєкції, розмірів поля, фокусної відстані і анодної напруги на рентгенівській трубіці, мкЗв/(мР·м²). Середні значення дозового коефіцієнта K_e наводяться в таблицях для рентгенодіагностичних досліджень для шести вікових груп.

Ефективні дози опромінення пацієнтів можуть визначатися також за результатами дозиметричного вимірювання добутку дози на площу. Цей метод є кращим, оскільки вимірювання добутку дози на площу проводиться безпосередньо під час дослідження, відображає реальні параметри генерації рентгенівського випромінювання і дозволяє контролювати роботу рентген-апарата [7].

Умови рентгенологічного дослідження

Інтенсивність рентгенівського випромінювання, котре падає на приймач, залежить від анодного струму, напруги на трубіці та часу включення випромінювання. В сучасних приладах при проведенні діагностики можна задавати такі параметри:

напругу, кВ, та кількість електрики, мА·с;

напругу, кВ, струм, мА, та кількість електрики, мА·с;

напругу, кВ, струм, мА, та час, с [8].

При найтипівіших рентгенологічних дослідженнях використовується один з двох режимів роботи апаратури: режим *рентгенографії* або режим *рентгеноскопії*.

У більшості медичних установ при проведенні рентгенографії параметри дослідження встановлюються за попередньо складеними таблицями експозицій для різних органів та для кожного конкретного апарата. Значення цих параметрів залежать також від процесу проявлення рентгенівських знімків.

Для рентгенографії *органів дихання* використовують напругу 70–90 кВ, експозицію 10 мА·с, що пов'язано зі значною динамічною нерізкістю через рух серця, легенів. Дослідження трахеї проводять при напрузі 100–125 кВ, експозиції 3–5 мА·с. Шляхом віддалення касети від пацієнта застосовують також знімки з прямим збільшенням.

Для діагностики *органів травлення* проводять одночасно рентгеноскопію з контрастною речовиною та рентгенографію у зв'язку з незначними відмінностями густини органів травлення від густини близьких до них органів. Типовими параметрами дослідження є напруга на трубіці 90 кВ, експозиція 20 мА·с, витримка 0,2 с, що пов'язано з рухом шлунково-кишкового тракту. Велика тривалість рентгеноскопічних досліджень призводить до значних дозових навантажень, тому потрібне застосування підсилювача рентгенівського зображення.

Для дослідження *кісток, суглобів, черепу* застосовують рентгенографію, при цьому параметри дослідження відрізняються. Наприклад, тазостегнові суглоби знімають при напрузі 80–110 кВ і експозиції 40 мА·с, а кисти рук — 40–45 кВ та 5 мА·с.

Дослідження *молочної залози* проводять при низькій напрузі — 25–30 кВ та значних експозиціях — 100 мА·с, бо контрастність тканин та патологій невелика.

До параметрів проведення дослідження, що впливають на дози опромінення пацієнтів [9], [10], належать такі.

Відстань фокус трубки — шкіра. Із зменшенням цієї відстані (за однакових інших умов) збільшується доза опромінення шкіри, при цьому загальна доза змінюється незначно. Незважаючи на це, зменшення шкірно-фокусної відстані застосовують як метод геометричного збільшення зображення, але при цьому зменшують розмір поля опромінення та не використовують відсіюючі растри.

Розмір поля опромінення. За умов зменшення площі поля опромінення до мінімально необхідної, доза знижується внаслідок меншого об'єму опромінюваних тканин та кількості розсіяного випромінювання. Зі зниженням кількості розсіяного випромінювання збільшується контрастність знімку — покращується якість зображення. Формування поля опромінення різних розмірів і форми здійснюється за допомогою діафрагм з оптичним центруванням.

Напруга на трубіці. Зі збільшенням напруги зменшується поверхнева (шкірна) доза, але водночас погіршується контраст між різними органами і тканинами та може збільшуватися опромінення органів, розташованих поза зоною прямого

опромінення внаслідок дії розсіяного випромінювання. Загалом доза, отримана пацієнтом при більш високій напрузі, менша. Типові значення напруг на рентгенівській трубці для різних типів досліджень складають: при маммографії 25–30 кВ, дослідження кісток та використанні контрасту — 100–120 кВ, дослідження легень — 80–125 кВ, дослідження трахеї та бронхів — 100–125 кВ. Знімки легень, зроблені за високої напруги, мають збільшену фотографічну широту зображення, на якому помітна структура легенів на тлі ребер, та знижену динамічну нерізкість. Значення дози опромінення пацієнта також залежить від схеми випромінювання анодної напруги апарата. Більше м'яких променів знаходиться у рентгенівському пучку при однофазній схемі випромінювання в порівнянні з трифазною схемою. Рентгенівські промені, які не проходять крізь тіло людини наскрізь, а поглинаються ним, не несуть діагностичної інформації, а лише збільшують дозове навантаження, тому необхідним є використання трифазної схеми живлення генератора [11].

Фільтрація. Використання фільтрації знижує дозове навантаження на пацієнта за рахунок поглинання фільтрами рентгенівського випромінювання низької енергії (менше за 10–20 кеВ). Зазвичай окрім власної фільтрації, еквівалентної 1 мм алюмінію, використовують додатковий алюмінієвий фільтр завтовшки від 1 мм для 80 кВ та 4 мм для 125 кВ і більше.

Екранування. Частина тіла, що не повинні зазнавати опромінення, обов'язково мають екрануватися. Особлива увага приділяється захисту гонад, але в тому випадку, коли він не заважає проведенню дослідження.

Растри відсіюючі. Такі растри сприяють покращенню діагностичного зображення, але призводять до підвищення дозового навантаження на пацієнтів, що пояснюється поглинанням частини рентгенівського випромінювання, яке пройшло крізь тіло пацієнта, але не було зареєстроване приймачем, а тому не несе діагностичної інформації. Застосування відсіюючих растрів потребує збільшення експозиції вдвічі і більше разів, що призводить до підвищеного опромінення. Необхідною умовою застосування растрів є особлива точність у суміщенні центрального пучка рентгенівського випромінювання з віссю рентгенівського растра та встановлення саме тієї фокусної відстані, на яку розраховано даний растр. У противному разі знімок може бути недоекспонованим або його почорніння — нерівномірним, що викликати потребу в повторному знімку. Частіше за все растри використовують при високих напругах на рентгенівській трубці. Якість зображення також покращується при застосуванні замість нерухомих растрів рухомих, що означає зниження дозового навантаження. Заміною відсіюючого растра в деяких дослідженнях може стати повітряний зазор між приймачем і пацієнтом.

Чутливість приймача рентгенівського випромінювання. Спостереження зображення прийнятної якості можливе за умови достатнього опромінення фотографічної плівки. Кількість необхідних рентгенпроменів на приймачі визначається чутливістю плівки, якістю підсилюючих екранів, строком зберігання плівки тощо. Саме орієнтуючись на параметри приймача рентгенівського випромінювання в установках, визначають умови опромінення для досягнення найкращої якості зображення.

Хімічна обробка експонованих рентгенівських плівок. Необхідність проведення повторного дослідження може бути спричинена неправильною обробкою плівки; чітке виконання усіх вимог до проведення процесу хімічної обробки плівки гарантує отримання якісної рентгенограми [12].

Час витримки. Визначається вимогами до динамічної нерізкості, яка є наслідком руху досліджуваного об'єкта під час дослідження і має бути якомога меншим.

Рентгенівський експонетр. Викликає ланцюг живлення рентген-апарата при досягненні певної дози. Застосування експонетра спрощує вибір технічних умов опромінення, а отже, сприяє зниженню дозового навантаження. Важливими умовами застосування експонетра є вірний вибір напруги та робочого поля.

Використання цифрових засобів реєстрації рентгенівських зображень. Пристрої дають потенційну можливість зменшувати ефективну дозу, яку отримує пацієнт. Але через ширший в порівнянні з плівкою (її фотографічною шириною) динамічний діапазон є суттєвий ризик встановлення підвищених рівнів опромінення (що може призвести до суттєвого переопромінення пацієнта) в результаті неконтрольованих регулювань і відсутності чи блокування обмежувачів радіаційних рівнів. В установках з використанням рентгенівської плівки підвищені рівні опромінення призведуть до переекспозиції плівки і до різкого погіршення якості зображення або повного його зникнення.

Безпека пацієнтів при рентгенодіагностиці

Встановлення більш конкретних залежностей значення дози опромінення пацієнта від параметрів проведення рентгенологічного дослідження становить значний інтерес для лікарів та відділу радіаційної безпеки медичної установи. Для проведення такого дослідження необхідними є:

визначення дози опромінення на підставі даних, що отримують на тканиноеквівалентному фантомі апаратним методом з використанням клінічних дозиметрів;

наявність в медичних закладах клінічних дозиметрів; наявність методики розрахунку дозового навантаження на пацієнта.

Одна з головних рекомендацій для зниження дозового навантаження і, відповідно, для захисту пацієнтів від впливу іонізуючого випромінювання — проведення вимірювань у прямому пучку рентгенівського випромінювання, тому застосування відповідної апаратури слід зробити обов'язковим, задля чого необхідно повністю забезпечити персонал та пацієнтів засобами радіаційного захисту.

При радіологічному обстеженні потрібно забезпечувати визначення дози для кожного пацієнта індивідуально, з урахуванням специфічних умов та параметрів як обладнання, так і пацієнта. Така практика є нормою в розвинутих країнах.

Забезпечення достатнього рівня радіаційної безпеки значною мірою залежить від особистих дій кожного з персоналу, який працює з використанням ДІВ. Всі дії мають бути регламентованими. Діагностичні, а тим більше профілактичні обстеження повинні проводитися за певним алгоритмом, стандартними методиками, раціонально, швидко, з мінімальним часом вмикання високої напруги, найменшою експозицією. Необхідно розробити методичні рекомендації щодо вимірювання величин, які є базовими для визначення ефективної дози опромінення пацієнтів: добуток доза×площа, вхідна поверхнева доза, $CTDI_{vol}$ для комп'ютерної томографії тощо.

Проте розробка та затвердження методик вимірювання дози, отриманої пацієнтом при діагностичних процедурах, триватимуть значний час. Крім того, потрібно враховувати, що навіть у разі прийняття методик не всі клініки матимуть змогу купити дозиметричну апаратуру для проведення вимірювань в установі. Тому наразі основними реальними діями для зниження променевого навантаження в клініках є:

забезпечення підвищення кваліфікації персоналу, який надає медичні послуги з використанням ДІВ;

виконання вимог чинного законодавства до реєстрації дозових навантажень, зокрема при проведенні рентгенодіагностичних процедур;

забезпечення наявності детальних інструкцій з використання та обслуговування рентгенівської апаратури, особливо закордонного виробництва (аналіз діяльності більшості медичних закладів свідчить про відсутність детально задокументованих роз'яснень від постачальника щодо роботи обладнання).

На відміну від розвинутих країнах, де за рекомендаціями МАГАТЕ [13] приділяється велика увага питанню впровадження культури безпеки при використанні ДІВ, в Україні існують проблеми такого роду:

недостатнє розуміння на політичному рівні необхідності впровадження культури безпеки як у сфері використання ядерної енергії, так і в інших сферах діяльності;

відсутність загальноприйнятих показників, наукових розробок, методик оцінки рівня культури безпеки;

нейтральна позиція державних органів щодо впровадження концепції культури безпеки у практику;

відсутність курсу "Культура безпеки" у вищих навчальних закладах, котрі здійснюють підготовку фахівців з практичної діяльності з ДІВ;

невикористання досвіду міжнародної спільноти щодо впровадження концепції культури безпеки у різні сфери діяльності.

Висновки

Для зменшення променевого навантаження на пацієнтів при проведенні рентгенодіагностичних обстежень, окрім переходу на новий більш якісний рівень надання медичних послуг, необхідно:

1. Враховувати питання радіаційної безпеки при формуванні державних програм (хірургія, маммографія, педіатрія тощо).

2. Формувати державну комплексну політику щодо зменшення дози медичного опромінення пацієнтів при рентгенодіагностиці.

3. Залучати органи місцевого самоврядування до підтримки фінансування впровадження системи якості за рахунок місцевих бюджетів.

4. Впроваджувати поняття "культура безпеки" при використанні джерел іонізуючого випромінювання.

5. Ввести спеціальність "медичний фізик" з урахуванням міжнародного досвіду та вимог освітньо-кваліфікаційних характеристик рівня "бакалавр", "магістр" Міністерства освіти і науки України.

Література

1. Вимоги до системи управління якістю проведення діагностичних та терапевтичних процедур з використанням джерел іонізуючого випромінювання (zareєстровано в Міністерстві юстиції України 29 жовтня 2008 р. за № 1054/15745, затверджено наказом Державного комітету ядерного регулювання України від 3 жовтня 2008 р. № 166).

2. ДСТУ ISO 13485:2005.

3. НРБУ-97. Державні гігієнічні нормативи.

4. Радиационная защита пациента при рентгенодиагностике: Публикация № 34 МКРЗ / Пер. с англ. — М.: Энергоатомиздат, 1985.

5. МУК 2.6.1.1797-03. Контроль эффективных доз облучения пациентов при медицинских рентгенологических исследованиях: Методические указания по методам контроля. — М., 2004.

6. Контроль и ограничение дозовых нагрузок на пациентов при рентгенологических исследованиях: Методические рекомендации. — М., 1996.

7. Товстолуг О. Г., Мурашко В. О., Мащенко М. П. Порівняльний аналіз методів визначення доз опромінення пацієнтів від рентгенодіагностичних процедур // Гигиена населенных мест. — 2000. — Вып. 36, ч. 1. — С. 162–168.

8. Основы рентгенодиагностической техники: Учеб. пособие для студентов мед. вузов / Под ред. Н. Н. Блинова. — М.: Медицина, 2002. — 389 с.

9. Бодня И. Ф. Технические условия рентгенографии / Под ред. Н. И. Пилипенко. — Харьков: Ин-т мед. радиологии им. С. П. Григорьева АМНУ, 2005. — 104 с.

10. Сиднев Д. А. Радиационная защита в рентгенодиагностике. — К.: Феникс, 2003. — 120 с.

11. Оценка степени радиационной опасности разных типов рентген-аппаратов при их использовании в лечебных учреждениях / Карачев И. И., Семенюк Н. Д., Калашникова З. В. и др. // Гигиена населенных мест. — 2000. — Вып. 36, ч. 1. — С. 168–172.

12. Яковец В. В. Руководство для рентгенолаборантов. — СПб.: Гиппократ, 1993.

13. Safety Culture in Nuclear Installations: Guidance for Use in the Enhancement of Safety Culture, IAEA-TECDOC-1329, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, IAEA. — Vienna, 2002.

Надійшла до редакції 25.12.2008.

Развитие атомной энергетики России и Украины как фактор устойчивого межгосударственного сотрудничества

Представлена информация о совместном совещании-семинаре, проведенном в России (Колонтаево) 21–23 октября 2008 г. по инициативе Российской академии наук и Национальной академии наук Украины. Рассмотрены перспективы сотрудничества двух стран по вопросам развития атомной энергетики.

А. В. Носовский

Розвиток атомної енергетики Росії та України як фактор стійкої міждержавної співпраці

Наведено інформацію про спільну нараду-семінар, який відбувся в Росії (Колонтаєво) 21–23 жовтня 2008 р. за ініціативою Російської академії наук і Національної академії наук України. Розглянуто перспективи співпраці двох країн з питань розвитку атомної енергетики.

В октябре 2008 г. состоялось совещание-семинар «Развитие атомной энергетики России и Украины — фактор устойчивого межгосударственного сотрудничества». Организаторами форума выступили Российская академия наук, Национальная академия наук Украины, Государственный концерн «Росатом», Министерство топлива и энергетики Украины, Ростехнадзор, Государственный комитет ядерного регулирования Украины, ОАО «Атомэнергопром», ОАО «Концерн “Энергоатом”», НАЭК «Энергоатом», ОАО «ТВЭЛ», РНЦ «Курчатовский институт».

С приветственным словом к участникам совещания обратились Президент НАН Украины Борис Евгеньевич Патон, вице-президент РАН Николай Павлович Лаверов, заместитель генерального директора ГК «Росатом» Александр Маркович Локшин, директор Департамента ядерной энергетики и атомной промышленности Министерства топлива и энергетики Украины Наталья Юрьевна Шумкова.

На совещании-семинаре были заслушаны и обсуждены 45 докладов ведущих специалистов и ученых о текущем состоянии, основных тенденциях и перспективах развития атомных энергопромышленных комплексов России и Украины в следующих секциях:

- Развитие атомной энергетики России и Украины;
- Развитие ЯТЦ России и Украины;
- Обеспечение эксплуатации и совершенствование действующих энергоблоков. Создание новых блоков ВВЭР;
- Конструкционные материалы и технологии;
- Технологии нового поколения в атомной энергетике.

От Государственного научно-технического центра по ядерной и радиационной безопасности в работе семинара приняли участие заместитель директора по научным вопросам, д-р техн. наук, проф. Носовский А. В. и начальник отдела нейтронно-физических процессов ядерных установок, канд. техн. наук Халимончук В. А., которые представили доклады о работах, проводимых центром, а также перспективах научно-технического сотрудничества в области оценок ядерной безопасности.

По итогам докладов и их последующего обсуждения было отмечено, что атомная энергетика как способ получения энергии обладает известными преимуществами: значительными прогнозируемыми запасами природных и регенерированных делящихся материалов, уникальной удельной энергоемкостью топливных ресурсов при несопоставимо малых вредных выбросах и сравнительно низких экологических рисках. Являясь на начальном этапе прямым следствием военных ядерных разработок, современная атомная энергетика использует накопленный передовой научно-технический потенциал для реализации общехозяйственных задач, а также задач содействия международным программам разоружения, глобально-го энергетического и экологического обеспечения жизнедеятельности цивилизации. Двойственный характер используемых технологий и материалов атомной энергетики требует особого регулирования безопасности и контроля их оборота со стороны государственных органов и международных организаций, а высокая концентрация энергетического потенциала определяет исключительные требования к обеспечению и обоснованию безопасности. Указанные базовые положения особенно значимы для стран, имеющих сложившуюся структуру национальной атомной энергетики и промышленности, обладающих значительным опытом эксплуатации ядерных энергоблоков и реализующих долгосрочные планы развития атомного сектора электроэнергетики. К таким странам в настоящее время относятся Россия и Украина.

Принятые масштабные планы развития потребовали от руководства обеих стран соответствующих решений по качественному структурному изменению органов управления национальной атомной энергетикой и промышленностью, созданию государственных корпораций, изменению организационно-правового статуса большинства задействованных промышленных предприятий и научных организаций.

Для развития национальных систем атомной энергетики требуются соответствующее развитие материально-ресурсной и производственно-технической базы, качественная модернизация и количественное увеличение заказов для ядерного топливного цикла. Поставки циркониевого концентрата с месторождений Украины позволяют России обеспечивать выпуск 16 % циркониевой продукции мирового рынка АЭС. На основе долгосрочных межправительственных соглашений, Россией в полном объеме перегрузок реакторов АЭС Украины осуществляются коммерческие поставки ядерного топлива, предоставляются услуги по обращению с облученным ядерным топливом. На сегодняшний день практическая работа по всем направлениям атомной энергетики и промышленности строится на основе взаимовыгодного сотрудничества.

Одной из основных целей совершенствования национальной атомной энергетики России и Украины является обеспечение эффективной эксплуатации действующих АЭС. Актуальная задача по продлению сроков эксплуатации действующих энергоблоков АЭС Украины эффективно могла бы быть решена с использованием имеющегося опыта российских атомщиков.

Профессиональный кадровый состав работающих на объектах атомной энергетики России и Украины имеет исторически общую научно-подготовительную школу и технологические знания. Негативные тенденции демографического характера и общая чувствительная потеря образовательного уровня осложняют перспективы развития наукоемких отраслей промышленности наших стран. Сохранение отраслевого кадрового потенциала — один из важнейших и актуальных вопросов сегодняшнего дня. Необходимость регулярного обмена профессиональными знаниями между специалистами наших стран, с учетом общности задачи сохранения знаний и их дальнейшего совершенствования, служит предметом комплексного совместного рассмотрения со стороны Российской академии наук и Национальной академии наук Украины.

Условием развития атомной отрасли является обеспечение ядерной и радиационной безопасности — важного социально-экономического и экологического показателя. Общих усилий требует комплексное обоснование безопасности при апробации и лицензировании новых технических решений (использование новых видов топлива в быстрых реакторах, различных видов топлива в «смешанной» активной зоне и пр.), которые предполагают открытую и объективную научно-техническую дискуссию.

Таким образом, тесное и конструктивное сотрудничество государственных органов управления и регулирования, производственных коллективов и научных организаций обеих стран есть объективно необходимым условием успешной реализации государственных планов в области развития атомной энергетики и промышленности Российской Федерации и Украины.

По итогам заслушанных докладов и состоявшейся дискуссии особое внимание обращено на ряд важных и конкретных проблем, решение которых будет способствовать

дальнейшему развитию взаимовыгодного российско-украинского сотрудничества.

Так, совершенствование существующих и разработка новых технических средств и технологических решений актуальны для повышения эффективности поиска и разведки минерального сырья для атомной промышленности, а также выявления радиоактивных аномалий природного и техногенного происхождения. Совместное сотрудничество полезно в разработке современных технических средств повышения эффективности добычи, сортировки и переработки урановой руды на основе применения новых технологий и высокочувствительных информационно-измерительных систем. В связи с этим нужно изучить потенциальные возможности и условия участия российских инвестиций в программах геологоразведки, развития технологической базы действующих и освоения новых месторождений урана в Украине. Имеется техническая возможность и готовность использования украинского уранового сырья на давальческой основе для производства топливных сборок АЭС Украины в России.

С целью эффективного развития проектов создана специальная рабочая группа по вопросам российско-украинского сотрудничества в области изготовления циркониевой и гафниевой продукции. Представляется целесообразной подготовка научного обоснования основных технологических направлений решения данной задачи.

Предлагается инициировать совместные технико-экономические исследования по созданию специализированного производства топливных элементов и сборок для АЭС Украины с использованием российских технологий. Вариативные исследования планируется провести в отношении оптимальной установленной мощности, фабрикационных переделов, возможных сроков создания, стоимости капитальных вложений, эксплуатационных затрат, привязки к промышленной площадке или создания нового производства с учетом правовой оценки и возможных ограничений.

Учитывая, что НАЭК «Энергоатом» диверсифицирует поставщиков ядерного топлива для АЭС Украины, заключив контракт на поставку топлива «Westinghouse», целесообразно проведение совместного научно-технического исследования по сравнительному анализу показателей безопасности эксплуатации топлива для энергоблоков типа ВВЭР-1000 производства ОАО «ТВЭЛ» и «Westinghouse», их совместимости с последующим изданием соответствующих материалов.

Было бы разумным сосредоточить совместные финансовые и научные ресурсы для создания унифицированного серийного реакторного блока АЭС с одновременным ограничением числа рассматриваемых типов перспективных реакторных технологий до необходимого минимума. Характерным примером взаимовыгодного сотрудничества в сфере атомной энергетики стала успешная реализация межправительственных договоренностей по завершению строительства и началу эксплуатации энергоблоков № 2 Хмельницкой АЭС и № 4 Ровенской АЭС. В будущем необходимо усовершенствовать нормативно-законодательную и научно-методическую базу по обоснованию выбора площадок для размещения новых блоков АЭС.

Практика отсрочки решений по проблемам обращения с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами, перекладывания их на будущие поколения противоречит основным принципам устойчивого развития и безопасности атомной энергетики. Совершенствование нормативно-законодательной, научно-методической и техно-

логической базы по снятию АЭС с эксплуатации, обращению с радиоактивными отходами и отработавшим ядерным топливом должно стать одним из приоритетных направлений совместной деятельности.

Вопросы участия российских организаций как в действующих, так и перспективных производствах ядерного топливного цикла на территории Украины требуют детального анализа нормативно-правовой базы обеих стран. Требуют уточнения ограничения по видам деятельности и возможному участию иностранных инвестиционных компаний в уставных фондах национальных горнодобывающих предприятий, определение действующего статуса проектов внутренних распорядительных документов новых государственных корпораций. Целью проведения специального правового анализа использования положений двусторонних межправительственных документов должны стать не только понимание существующих ограничений, но и выбор наиболее эффективного варианта кооперации (организационно-правовая форма, доля участия, гарантии возврата инвестиций, права на продукцию и интеллектуальную собственность и пр.).

Необходимо пересмотреть и привести в соответствие с мировыми стандартами государственные нормы и правила, другие подзаконные акты в области нормативного регулирования в отношении предельных дозовых нагрузок и рисков, отдельные нормы предельно допустимых концентраций, которые в настоящее время носят не вполне обоснованный характер. Излишне консервативные нормативы негативно влияют на экономические показатели работы ядерных объектов, обуславливают потребность в значительных дополнительных ресурсах.

В качестве отдельной задачи выделена совместная работа надзорных органов по гармонизации процедур технического регулирования условий эксплуатации и продления ресурса объектов атомной энергетики на основании единых международных стандартов и подходов с учетом референтности новых технических решений, необходимости осуществления полного комплекса процедур квалификации, сертификации и лицензирования.

Совместные усилия нужны и в совершенствовании систем физической защиты объектов и противодействия ядерно-радиационному терроризму, в том числе во внедрении специальных интегрированных систем радиационного контроля и мониторинга, направленных на противодействие хищению и незаконному обороту ядерно-радиационных материалов, радиоактивных отходов, источников ионизирующего излучения, ядерного оружия и его компонентов.

Крайне важно развитие научных исследований и взаимосвязей, имеющих положительный опыт научной кооперации, с использованием имеющегося уникального научного оборудования для решения совместных задач. Необходимо широко использовать метод имитации реакторного облучения на ускорителях, разработанный в Украине, для обоснования радиационной стойкости конструкционных материалов эксплуатируемых и разрабатываемых ядерных энергетических установок. Перспективным направлением совместных научных работ следует считать разработку и совершенствование конструкционных материалов, обладающих требуемыми радиационной и коррозионной стойкостью, жаропрочностью для активных зон быстрых реакторов. Отдельной прикладной задачей является достижение совместности программного обеспечения, элементов инжиниринговой деятельности при совместном проектировании ядерных установок российскими и украинскими партнерами.

Необходимо продолжать и развивать полноценное, взаимовыгодное сотрудничество в сфере фундаментальных научных исследований в области ядерной физики, физики высоких энергий, физики плазмы, физики радиационных повреждений, радиационного материаловедения, радиозологии, радиобиологии, обращения с радиоактивными отходами и отработавшим ядерным топливом, а также по другим научным направлениям, служащим основой для развития безопасной ядерной энергетики обеих стран.

В своем решении участники совещания рекомендовали государственным органам власти:

осуществлять взаимодействие и развитие сотрудничества в области атомной энергетики и промышленности в соответствии с действующими международными и двусторонними соглашениями;

при реализации государственных планов развития атомных энергопромышленных комплексов двух стран и отдельных стратегических решений проводить взаимосогласованные действия;

продолжить совместную работу государственных надзорных органов по гармонизации систем технического регулирования условий эксплуатации и продления ресурса объектов атомной энергетики;

при осуществляемой в России и Украине реформе высшего образования принять во внимание необходимость особого подхода к системе подготовки кадров для атомной энергетики, промышленности, науки с учетом обеспечения достаточной длительности обучения специальным знаниям;

рассмотреть возможность тарификации объектов атомной энергетики на равноправных конкурентных условиях с другими участниками национального энергетического рынка, использования российских инвестиций для развития в Украине атомной энергетики и промышленности; внедрения различных форм кооперации и взаимной интеграции при создании специализированного производства топливных элементов и сборок для АЭС Украины.

Хозяйствующим субъектам в области атомной энергетики и промышленности рекомендовано:

развивать коммерческое сотрудничество на долгосрочной основе;

рассмотреть возможность перехода на поставки украинского уранового давальческого сырья для производства топливных сборок АЭС Украины;

обеспечить подготовку технико-экономического обоснования создания перспективных производств в области топливообеспечения по российским технологиям (урановая продукция, циркониевая продукция, производство топливных элементов и сборок);

провести отдельное исследование по нормативно-правовой базе, включая рассмотрение вопросов оптимизации организационно-правовой формы и кооперационных механизмов;

обеспечить поддержку работ по продлению ресурса действующих и строительству новых энергоблоков.

Особое внимание участники форума уделили вопросу безопасной эксплуатации топлива ВВЭР-1000 производства ОАО «ТВЭЛ» (Россия) и фирмы «Westinghouse» (США), а также согласованию перечня уполномоченных институтов РАН, НАН Украины и приглашенных участников для подготовки программы совместного научно-технического исследования по сравнительному анализу показателей этих видов ядерного топлива.

Принято решение о согласовании перечня и подготовки предложений по составу постоянно действующих

совместных рабочих групп РАН и НАН Украины или осуществляющих научную поддержку уже действующих рабочих органов по следующим направлениям развития атомных энергопромышленных комплексов России и Украины:

- фундаментальные и прикладные научные исследования;
- минерально-сырьевые ресурсы;
- создание новых конструкционных и функциональных материалов;
- аналитическое приборостроение;
- проектно-конструкторское обеспечение строительства АЭС;
- проект АЭС-2006;
- безопасность атомной энергетики;
- экономика ядерного топливного цикла;
- кадровая политика.

С учетом имеющихся негативных тенденций, ведущих к потере уникальных национальных технологических знаний и квалифицированных кадров, предложено рассмотреть возможность проведения аналогичных мероприятий под эгидой РАН и НАН Украины на регулярной основе для

совместной реализации потенциала и в других высокотехнологичных отраслях науки и промышленности.

Следующее совместное совещание-семинар РАН и НАН Украины по вопросам развития атомной энергетики планируется провести в Украине в 2009 г.

Решение совместного совещания-семинара принято 23 октября 2008 г. на пленарном заседании, подписано Президентом Российской академии наук, академиком Осиповым Ю. С. и Президентом Национальной академии наук Украины, академиком Патонем Б. Е.

Украинские участники совещания-семинара выразили благодарность своим российским коллегам — организаторам форума за высокий уровень его проведения. Совещание рекомендовало издательскому редакционному совету РАН и научно-издательскому совету НАН Украины опубликовать итоговое решение и рабочие материалы совещания, а также направить итоговое решение государственным органам власти России и Украины.

Надійшла до редакції 21.01.2009.

Summaries

V. Bykov, N. Valigun

Quality management system of the state nuclear and radiation safety regulation in nuclear energy use

The issue was considered on implementing quality management system based on the international standards of ISO 9000 series in the State Nuclear Regulatory Committee of Ukraine. The main services provided by the SNRCU to its consumers as well as the quality assessment parameters of these services are generalized, the main processes and their interaction are stated.

Iu. Bonchuk, G. Ratia, O. Kashparov

Radiation Protection Institute of Academy of technological sciences of Ukraine

Principles of dose calculation for the population at normal operation of a nuclear power plant are considered. The received calculation results are analysed from the point of view of establishment of radiation-hygienic rules of first group (reference and permissible levels of discharge) for which recommendations are given.

Discharges at normal operation of the nuclear power plant and the public exposure

T. O. Pavlenko, I. P. Los'

Existing dose for public of the Ukraine

Paper encloses estimations of irradiation effective dose for public of Ukraine caused by technogenically enhanced irradiation sources natural origin (indoor radon, radioactivity of building materials and potable water). Dose estimation of non-controlled origin is enclosed as well. Total irradiation dose (average-weighted) for all public of Ukraine is calculated to be 3,5 mSv per year where 2,8 mSv per year is controlled component of total irradiation dose.

V. O. Davydov, O. V. Maslov, O. V. Nedelin

Estimate of quality of reconstruction of allocation of a burnup on volume of fuel assemblies by methods of a passive computer tomography

The passive algebraic reconstructive tomography allows to estimate a state of fuel inside fuel assemblies. The analysis of results of reconstruction of radioactivity in fuel pins by volume FA has been carried out. It was offered to use for an estimation of quality of reconstruction of radioactivity in fuel pins the relative dispersion of a deviation of radioactivity in fuel pins in limits of the tomogram, the relative dispersion of a deviation of radioactivity in fuel pins in limits of one lines, the peak deviation of radioactivity in limits of one lines and a histogram of a deviation of radioactivity in fuel pins. It was offered to use simultaneously for reconstruction of radioactivity results of spectrometer measurements for various energy. The analysis of the submitted histograms has confirmed perceptivity of the offer on use several energy for restoration of a activity.

V. Navalikhin, A. Nosovsky, O. Polovinkin, L. Saliy

Selection of the decommissioning strategy for power units Rovno NPP

In this article an analysis of the factors that influenced selection of decommissioning strategy for SE "Rovno NPP" power units based on international and Ukrainian national experience is performed. The preliminary

decommissioning cost estimations are given and selection of the Rovno NPP power units decommissioning optional strategies is proposed.

Ali Kalvand, I. Kazachkov

Problem of corium melt coolability in passive protection systems against severe accidents in the containment. Part 1

This paper is devoted to an analysis of the problem of corium melt interaction with water and low-melting temperature blocks in the passive protection systems against severe accidents at the NPP, which is of high importance for substantiation of the nuclear power safety, for building and successful operating of the passive protection systems. In the third-generation reactors the passive protection systems against severe accidents at the NPP are mandatory, therefore this paper is of importance for the nuclear power safety. A few such systems have been considered, which are in different stage of completeness. An analysis of the unsolved thermal hydraulic problems, which solution might help to improvement of the current systems or development of the new, more effective ones has been provided. The ways for solution of the stated problems and the methods for their successful elaboration were discussed. The mathematical models developed and the analysis performed in the paper might be helpful for design of the passive systems of the corium melt retention inside the containment after a corium melt eruption from the failed reactor vessel.

S. Kondratyev, O. Kilina, Ye. Kadkin, V. Domnikov

Reliability of sorting radioactively contaminated soil during excavation at Chernobyl NPP object shelter industrial site

It is considered the issue on reliable sorting of contaminated soil at excavations on the Shelter Object during New Safe Confinement construction.

The Criteria on reliable sorting that are based on the requirements for current and potential exposure limiting were offered.

It was offered a variant for sorting that is based on measuring of expository dose rate cartogram and limiting of soil layer thickness that is removed at the same time.

P. Aryasov, S. Nechaev, A. Dmitrienko, S. Konstantinenko

Radioactive aerosol monitoring program with personal impactors usage during the work at the Object Shelter

A structure of developed and implemented special program of radioactive aerosol monitoring using personal air samplers (PAS) and personal impactors (PASI) is presented in the given paper. Realization of the program in practical activity allow to obtain whole set of the real data, regarding the characteristics of the radioactive aerosol (in the breathing zone of the personnel) and their dependence from different work types.

L. I. Aslamova, K. M. Solodovnyk

Influence of rontgenologic researches conditions on determination of dose medical irradiation of patients

The analysis of X-ray imaging conditions influence on determination effective dose of patients irradiation at diagnostic procedures is conducted.

A. Nosovsky

Development of nuclear engineering in Russia and Ukraine as a factor of reliable intergovernmental cooperation

The information was stated on the joint meeting-workshop that took place on 21-23 October 2008 in Russia (Kolontayev) under the initiative of the Russian Academy of Science and the National Academy of Science of Ukraine. The prospect of cooperation of the two countries on nuclear engineering development was considered.

Правила для авторів

1. Рукопис статті журналу подається у вигляді твердої копії з підписами всіх авторів на останній сторінці, а також електронної версії (на електронному носії або електронною поштою).

2. Стаття має містити УДК. Українською, російською та англійською мовами наводяться анотація, назва статті, прізвище, ім'я та по батькові автора, назва організації, де працює автор.

3. Загальний обсяг статті разом з графічними матеріалами не повинен перевищувати 18 сторінок формату А4. На одній сторінці може бути не більш як 30 рядків та до 60 знаків (з урахуванням розділових знаків і проміжків між словами) у кожному рядку. Розмір шрифту підготовленого на комп'ютері матеріалу — 14; міжрядковий інтервал — 1,5. Розміри полів, мм: зліва — 30, справа — 10, зверху — 20, знизу — 25.

4. Текст набирається шрифтом Times New Roman у редакторі Microsoft Word. Графічний матеріал (чорно-білий) подається у форматі EPS, TIFF або JPG-файлів з густиною точок на дюйм 300–600 dpi. Ілюстрації подаються окремо від тексту.

5. Статті, які є результатами робіт, проведених в організаціях, повинні мати супровідний документ від цих організацій.

6. Разом зі статтею до редакції журналу має бути поданий документ про можливість відкритої публікації матеріалів.

7. До авторського оригіналу статті на окремому аркуші додаються: прізвище, ім'я, по батькові (повністю) автора, організація, в якій він працює, вчений ступінь, звання, мобільний, службовий і домашній номери телефону, службова та домашня адреси.

8. Скорочення слів, словосполучень, назв, термінів, за винятком загальноприйнятих, можливе тільки після їх повного першого згадування в тексті.

9. Зміст наукових статей будується за такою структурою:
коротка анотація — стислі відомості про статтю (до 10 рядків);
вступ — постановка наукової проблеми, її актуальність, зв'язок з державними науковими та практичними програмами, значення вирішення проблеми;

основні дослідження і публікації — аналітичний огляд останніх досліджень і публікацій з даної проблеми, виокремлення не розв'язаних раніше питань;

формування мети статті — опис головної ідеї даної публікації, чим вона відрізняється, доповнює та поглиблює вже відомі підходи, які нові факти, закономірності висвітлює (до 15 рядків);

викладення основного змісту проведеного дослідження — головна частина статті, де висвітлюються основні положення дослідження, програма і методика експерименту, отримані результати та їх обґрунтування, виявлені закономірності, аналіз результатів, особистий внесок автора;

висновки — основні підсумки, рекомендації, значення для теорії й практики, перспективи подальших досліджень;

список літератури — перелік літературних джерел, на які є посилання в тексті статті; вказати автора та назву твору, місце публікації (для книжки — місто та видавництво, для статті — назву збірника чи журналу, його номер або випуск), дату публікації, кількість сторінок у книжці або сторінки, на яких вміщено статтю.

10. Матеріали, які неохайно оформлені і не відповідають зазначеним вимогам, редакцією не розглядаються.

11. Для скорочення витрат на видання журналу виплата авторського гонорару не передбачається.

12. Матеріали, що надійшли до редакції, авторам не повертаються.

Розповсюдження журналу “Ядерна та радіаційна безпека” в 2009 році

У 2009 р. планується видання чотирьох номерів журналу. Розповсюдження журналу здійснюється по замовленнях зацікавлених організацій. Для одержання журналу слід перерахувати на рахунок ДНТЦ ЯРБ вартість потрібної кількості примірників з позначкою “Журнал ЯРБ” та наведенням номера (номерів) журналу. Можлива оплата на підставі надісланого редакцією рахунку-фактури. Вартість одного примірника журналу “ЯРБ” на 2009 р. становить 79 грн 50 коп. з урахуванням поштових витрат на пересилання журналу в межах України. Вартість річного комплекту з чотирьох номерів складає 318 гривень.

Вартість одного примірника журналу “ЯРБ” для зарубіжних передплатників становить еквівалент 79 грн 50 коп. у доларах США за поточним курсом та вартість поштових витрат на пересилання журналу бандероллю (залежно від країни призначення).

Редакція журналу приймає до друку наукові й аналітичні статті відповідної профілю видання тематики, надає рекламні послуги. Більш детальну інформацію можна отримати за телефоном (044) 422-49-72 або електронною адресою: na_bilokrinicka@sstc.kiev.ua.

Сподіваємося бачити Вас і Ваших колег серед постійних читачів і авторів журналу.