

МІНІСТЕРСТВО ЕКОЛОГІЇ ТА ПРИРОДНИХ РЕСУРСІВ УКРАЇНИ
ДЕРЖАВНЕ АГЕНТСТВО УКРАЇНИ З УПРАВЛІННЯ ЗОНОЮ ВІДЧУЖЕННЯ

**ПРОБЛЕМИ
ЧОРНОБИЛЬСЬКОЇ ЗОНИ
ВІДЧУЖЕННЯ**

**PROBLEMS OF CHERNOBYL
EXCLUSION ZONE**

НАУКОВО-ТЕХНІЧНИЙ ЗБІРНИК

Засновано у 1994 р.

Випуск 12

Чорнобиль
2014

Збірник містить результати наукових досліджень і дослідно-конструкторських робіт у зоні відчуження ЧАЕС, направлених на розроблення технологій, устаткування та приладів для поводження з радіоактивними відходами та ліквідації наслідків аварії на ЧАЕС, вивчення складу й будови твердофазних носіїв активності ґрунту зони відчуження, трансформації форм продуктів розподілу радіонуклідного складу паливних випадань у ближній зоні ЧАЕС, просторового розподілу радіонуклідів та на вирішення інших проблем радіоекології. Велику увагу приділено медико-біологічним аспектам впливу наслідків аварії на флору, фауну та здоров'я людини, умовам праці й стану захворюваності працівників зони відчуження.

Для науковців, які працюють у галузях екології, радіоекології, атомної енергетики, радіології, радіохімії та радіобіології, а також аспірантів і студентів.

The collection comprises the results of researches and design activity in the ChNPP exclusion zone, aimed at the development of technologies, equipment and devices for radioactive waste management and ChNPP accident clean-up, at studying the composition and structure of the Exclusion zone soil activity solid bearers, form transformation of the fission products of fuel fallout radionuclide composition in the ChNPP near zone, the spatial distribution of radionuclides and other radioecological issues. Much attention is paid to medical and biological aspects of the accident influence on the flora, fauna and human health, labour conditions and incidence of the workers of the Exclusion zone.

The collection is for scientists, postgraduates and students engaged in ecology, radioecology, atomic engineering, radiology, radiochemistry and radiobiology.

Редакційна колегія:

В. І. Холоша (головний редактор), В. М. Шестопапов (заступник головного редактора),
М. І. Проскура (заступник головного редактора), М. Д. Бондарьков (відповідальний секретар),
Д. А. Базика, В. Д. Бакуменко, В. Г. Бар'яхтар, О. І. Бондар, С. П. Гащак, В. Д. Жильцов,
Ю. О. Іванов, С. І. Кірсєв, О. О. Ключников, Г. Д. Коваленко, Ю. О. Кутлахмедов, Г. В. Лисиченко,
Б. Я. Осколков, А. І. Савін, М. М. Талерко, Р. Г. Темний, Ю. О. Шибєцький

Адреса редколегії:

вул. Радянська, 14, м. Чорнобиль, Київська обл., Україна, 07270
Державне агентство України з управління зоною відчуження
Тел. 235-30-58; (04593) 5-26-42

ЗМІСТ

Прояви блокової неотектоніки в структурі палеогенової товщі зони відчуження <i>В. В. Скворцов, А. Я. Ходоровський, Н. В. Олександрова</i>	4
Фізико-хімічне моделювання поведінки ізотопів стронцію в річкових водах зони відчуження <i>Ю. О. Шибецький, І. Л. Колябіна</i>	12
Методы решения проблем дефицита безопасности систем хранения ядерного топлива <i>Н. А. Карпенко, В. В. Соловьев</i>	24
Вплив процесу цвітіння рослин на зміну об'ємної активності ^{137}CS у приземному шарі атмосфери зони відчуження <i>К. І. Смірнова</i>	35
Ядерные катастрофы на Чернобыльской АЭС, АЭС «Фукусима» и атомная энергетика в XXI веке <i>В. Г. Баряхтар, М. И. Железняк, М. Г. Данилевич</i>	42
Обращение с радиоактивными отходами в начальный период ликвидации последствий аварии на ЧАЭС. Обзор и анализ <i>Б. Я. Осколков</i>	59

ПРОЯВИ БЛОКОВОЇ НЕОТЕКТОНІКИ В СТРУКТУРІ ПАЛЕОГЕНОВОЇ ТОВЩІ ЗОНИ ВІДЧУЖЕННЯ

В. В Скворцов¹, А. Я Ходоровський², Н. В Олександрова¹

¹ДУ «Інститут геохімії навколишнього середовища» НАН України, м. Київ

²Центр аерокосмічних досліджень Землі ІГН НАН України, м. Київ

Неотектонічну блокову диференційованість території Чорнобильської зони відчуження визначено за результатами геолого-структурного аналізу товщі палеогенових відкладів у комплексі з інтерпретацією даних космічних зйомок. Структурний план новітніх тектонічних рухів мав блоковий характер; він проявився у мережі розривів, які представляють елементи відомих регіональних тектонічних зон різного простягання й фіксуються в особливостях будови товщі фанерозою. Територія дослідження поділяється на дві частини – північну, в якій неотектонічні рухи загалом є інтенсивнішими й проявилися практично в усіх зонах розломів, та південну, в якій новітні розриви належать переважно до субмеридіональної, а також до південно-західної регіональних зон розломів. З погляду неотектонічних критеріїв пошуку місця для геологічного сховища радіоактивних відходів південна частина зони відчуження в цілому є перспективнішою за північну.

Вступ

Інтерес до вивчення геологічної будови території Чорнобильської зони відчуження (далі ЗВ) зумовлено геолого-екологічними аспектами потенційної ядерної та радіаційної небезпеки об'єктів її інфраструктури, зокрема і особливо – потребою спорудження на цій території геологічного сховища (ГС) для високоактивних та інших довгоіснуючих радіоактивних відходів [1]. Згідно з чинним законодавством [1, 2] та відповідно до принципів МАГАТЕ ГС має бути споруджено «у стабільних геологічних формаціях», тобто в геологічних утворах (formations) – певних частинах геологічного простору, внутрішня цілісність яких і їхня взаємодія із зовнішнім простором зберігатимуться протягом досить тривалого часу. Тим самим забезпечуватиметься сталість усіх властивостей геологічного утвору, суттєвих для безпеки ГС – геолого-структурних, гідрогеологічних, геохімічних, петрофізичних тощо на необхідний час до зняття з експлуатації ГС (порядку 1 млн. років).

Найбільш прийнятними для спорудження ГС у ЗВ на сьогодні вважаються утворення докембрійського фундаменту [3]. Пошук місця для ГС на території ЗВ надто ускладнений через украй недостатню вивченість будови фундаменту, який залягає на значних глибинах – від 150 м у західній частині території до 400 м у районі м. Чорнобиль із подальшим різким зануренням до 1000 м та глибше в східній частині її. Прямі геологічні дані стосовно будови фундаменту в межах території практично відсутні. Існуючі уявлення щодо його структури ґрунтуються здебільшого на інтерпретації матеріалів геофізичних робіт, проведених кілька десятиків років тому. Істотну роль у вивченні тектонічної структури даної території відіграє аналіз матеріалів космічних зйомок [4–6], який потребує підкріплення даними геологічних досліджень.

Донедавна поза увагою залишалися закономірності будови фанерозойської товщі, в якій певним чином відбивається структура фундаменту в динаміці її розвитку. Геолого-структурне картографування осадових товщ є, по суті, прямим методом виявлення тектонічної блокової структури фундаменту з достатньою достовірністю.

При цьому, однак, точність визначення місцезположення розривних порушень залежить від щільності мережі спостережень (свердловин). Шляхом дешифрування матеріалів космічних зйомок, навпаки, відносно точно фіксуються лінеamenti – лінійні неоднорідності ландшафтно-геологічного середовища, які пов'язуються з розривними структурами фундаменту. Отже, ці методи мають певним чином доповнювати один одного.

При цільовій спрямованості дослідження на пошук ділянок, стабільних на сучасному етапі розвитку протягом найближчого мільйона років, найбільший інтерес викликають прояви тектоніки в особливостях залягання молодих відкладів. Адже слід очікувати, що ймовірні тектонічні процеси наслідуватимуть структурний план, що склався у новітній час. Безпосередньо об'єктом структурного картографування обрано поверхню докиївських відкладів – підшву київської світи. Як показано в роботі [7], на території ЗВ київська світа є досить інформативним стратиграфічним компонентом фанерозойської товщі стосовно геодинамічних тенденцій навіть протягом короткого відтинку часу. Київська світа майже суцільно поширена у ЗВ й досить надійно ідентифікована у матеріалах державної геологічної зйомки листів М-35-ХІІ (Бухарев В. П. та ін., 1963 р.) та М-36-VІІ (Шулько В. І. та ін., 1963 р.), які використано в цьому дослідженні. Методичні принципи комп'ютерного геолого-структурного картографування, здійсненого в дослідженні, було розглянуто раніше [8].

Розломно-блокова тектоніка території за даними космічних зйомок

Геологічна будова докембрійського фундаменту території ЗВ, розташованої на північно-східному схилі північно-західної частини Українського щита (УЩ), є доволі складною. За сучасними уявленнями [9–12] тут представлено магматичні та метаморфічні утвори всіх основних етапів формування УЩ – від ранньоархейських до пізньопротерозойських. Консолідація цієї частини УЩ супроводжувалася та контролювалася розвитком трансрегіональних і регіональних глибинних тектонічних зон, а саме – трансрегіональної субмеридіональної Одесько-Брусилівської зони [13, 14], розташованої у межах відомого докембрійського Лапландсько-Нільського трансконтинентального лінеамента [15]; субширотної Північноукраїнської зони тектонічної активізації [16–19], яка є частиною трансрегіональної структурної мегазони, що простежується на захід майже до Атлантичного узбережжя [9]; регіональної Тетерівської зони північно-східного напрямку [10, 16], яка є частиною Волинсько-Двинської рухомої зони, що простежується на північний схід до Тіманського кряжу [14], та регіональної Дніпровської зони тектонічної активізації північно-західного напрямку [11, 18].

За результатами структурного дешифрування багатозональних космічних знімків середньої розподільчої здатності із супутників Landsat та Spot із використанням спеціально розробленої методики [6] на території дослідження встановлюються протяжні більш або менш широкі області значного згущення лінеamentів, які ставляться у відповідність до елементів розривної тектоніки, що укладаються у певні лінійні зони розломів (рис. 1 кольорової вкладки). У межах території також установлюються системи лінеamentів кільцевого типу, в яких, очевидно, проявляються відповідні тектонічні структури фундаменту [5, 6], проте в цьому дослідженні такі структури не розглядаються.

Лінійні зони розломів орієнтовані відповідно до простягання зазначених регіональних тектонічних зон. Як правило, виділяються не одна, а кілька зон розломів одного певного напрямку. Розподіл елементів розривної тектоніки по ширині зон нерівномірний, що часто дозволяє виділяти в їхніх межах зони розломів вищих порядків.

Важливою закономірністю будови зон розломів як першого, так і вищих порядків є те, що їхні крайові елементи проявлено значно контрастніше за внутрішні (завдяки чому межі зон фіксуються досить чітко). Напевно, найрізкіші зміщення у фундаменті відбувалися саме по крайових розломах, тоді як у «тілах» зон тектонічні рухи реалізувалися у незначних, але численних розривах високих порядків – локальних розривах і тектонічних шпаринах. Зазначимо, що щільність розривів та ступінь прояву крайових елементів є нерівномірними за простяганням зон, тобто в різних ділянках зон тектонічні зрушення відбувалися з різною інтенсивністю.

У сукупності виділені зони розломів покривають практично всю територію ЗВ. За результатами обробки матеріалів космічної зйомки з використанням наявних регіональних геологічних карт і дрібномасштабних космічних знімків (з супутника MODIS) виявлені зони розломів ідентифікуються певним чином (рис. 1 кольорової вкладки).

Зони розломів субмеридіонального напрямку. Дві субмеридіональні зони розломів першого порядку, що виділяються у межах території, інтерпретуються як структурні складові Одесько-Брусилівської регіональної зони – власне Брусилівська [9, 11, 16] та Одесько-Тальнівська [14]. Перша з них розташована у західній частині території; по всьому простягання в межах території вона складається з двох зон третього порядку. Друга зона пролягає майже цілком поза східною рамкою території дослідження. Між ними у східній частині території простежується субмеридіональна зона другого порядку.

Зони розломів субширотного напрямку. По території дослідження пролягають три субширотні зони другого порядку; в проміжках між ними чітко фіксуються одиночні розломи. При зіставленні результатів обробки матеріалів космічних зйомок різних масштабів дві зони, з яких одна розташована у північній частині території на широті м. Прип'ять, а друга – на широті м. Чорнобиль, визначаються як структурні елементи Південно-Прип'ятської зони першого порядку, що є південною межею Прип'ятського грабена та одночасно – зовнішньою межею УЩ [10, 16, 18]. Субширотна зона другого порядку, виділена у південній частині території, розглядається як окрема структура.

Зони розломів північно-східного напрямку. Дві зони розломів першого порядку північно-східного напрямку, розташовані у північно-західній та південно-східній частинах території, ідентифікуються як структурні елементи Тетерівської регіональної зони – Тетерівська західна та Тетерівська східна відповідно. Слід зазначити, що навіть на дрібномасштабній тектонічній карті [11] Тетерівська зона у районі досліджень має вигляд побудованої з двох субпаралельних розломів. Тетерівську західну зону майже за усім простяганням поділено чітко проявленим поздовжнім розломом. Тетерівська східна зона має досить складну будову – окрім зони другого порядку, що виділяється вздовж її південної межі, її розсічено вздовж простягання трьома субпаралельними одиночними розломами. У південно-східній частині території пролягає ще одна зона першого порядку - північно-північно-східного простягання (на відміну від Тетерівської зони північно-східного напрямку), яку ідентифіковано як Брагинську зону розломів [14]. Вона відносно вузька, «накладена» під гострим кутом на Тетерівську східну зону й виходить за межі останньої лише біля східної рамки території в районі Чорнобиля.

Зони розломів північно-західного напрямку. У межах території виділяються три зони розломів першого порядку, які перетинають територію в північно-західному напрямку; одна з них проходить вздовж північно-східної рамки території, друга – по діагоналі території з південного сходу на північний захід, третя – коротким відрізком через південно-західний кут території. Перша та друга із зазначених зон є структурними елементами Дніпровської регіональної зони тектонічної активізації. Перша з них, у межах якої знаходиться сучасна долина р. Прип'ять, ідентифікується як Дніпровська

зона розломів, а друга – як Київська зона розломів [11, 18]. Дніпровська та Київська зони розломів вважаються відповідно зовнішнім і внутрішнім тектонічними обмеженнями північно-східного (так званого Київського) схилу УЩ. Фрагмент зони першого порядку, що пролягає через південно-західний кут території, імовірно, являє собою елемент тектонічного шва між геотектонічними блоками, складеними утворами різних формацій – протерозойськими гранітами рапаківі Коростенського плутону та архейськими плутон-метаморфічними утворами [10, 12].

Структурні закономірності залягання київської світи

За наявними даними [4, 20], найдавнішими осадовими утворами в межах території дослідження є пермські та тріасові відклади, які поширено на східному і північному схилах поверхні УЩ. Поширення на всій території мають середньоярські, пізньоярські, пізньокрейдові, палеогенові та неогенові (на вододілах) відклади. Розрізи палеогену повсюдно представлено канівським (Pg_2^{kn}), бучацьким (Pg_2^b) і київським (Pg_2^{kv}) ярусами еоцену та харківським ярусом (Pg_3^{hr}) олігоцену; в деяких розрізах по свердловинах виділяються палеоценів відклади*. За нинішніми уявленнями [20], товща палеоцену в межах території є відкладами дрібного морського шельфу; її переважно утворено пісками, алевритами, глинами, мергелями у співвідношеннях, що варіюють як у розрізі, так і по латералі.

Київська світа залягає на вирівняній поверхні бучацької світи, яку представлено переважно пісками, частково з істотним вмістом глауконіту, рідше алевритами (рис. 2 кольорової вкладки). Підшву київської світи на переважній південній частині території складено пісками, іноді з істотним вмістом глауконіту та/або фосфоритів; у північно-західній частині – глинами; на всьому північному сході та на крайньому півдні території – мергелями [7].

Підшва світи має загальний нахил на схід у південній половині території з долиною р. Уж включно, у північній частині території – загалом на північний схід, а на крайньому півночі території – на північ і північний захід. Перепад відміток підшви (по свердловинах) становить близько 61 м – від 106,3 на південному заході до 45,5 на південному сході території. За загальним характером структури підшви територія чітко поділяється на дві частини; доволі проста структура властива її південній частині, тоді як досить складною є структура підшви в її північній частині, де спостерігається значна мінливість кутів нахилу підшви й навіть існують ділянки з нахилом підшви у напрямках, протилежних загальній тенденції. У структурі підшви світи помітно характерну лінійність – наявність протяжних зон субпаралельних ізоліній абсолютних відміток, орієнтованих у різних напрямках.

Структурні закономірності залягання київської світи та інших стратиграфічних компонентів фанерозойської товщі в деталях виявляються мережею геологічних розрізів (понад 30 за даними 59 свердловин), побудованих відповідно до основного простягання зон розломів, виділених за матеріалами космічних зйомок (рис. 2, 3 кольорової вкладки). Наявність розривних порушень із вертикальними зміщеннями суміжних блоків фундаменту встановлюється за такими структурними ознаками:

- Ознаки розривних порушень у заляганні одного стратиграфічного компоненту – київської світи:
 - похиле залягання підшви світи;
 - різка зміна кута нахилу підшви світи вздовж розрізу.

*Стратиграфічні одиниці палеогену, зокрема київський ярус, розглядаються в тих обсягах і межах, які було прийнято на час державної геологічної зйомки.

• Ознаки розривних порушень у заляганні двох та більше стратиграфічних компонентів із київською світою включно:

- похиле залягання стратиграфічних компонентів;
- різка зміна кутів нахилу стратиграфічних компонентів уздовж розрізу;
- наявність кутової неузгодженості (зі зміною потужності) стратиграфічних компонентів уздовж розрізу.

За досвідом багаторічних досліджень [19], сучасний нахил палеогенових відкладів, напевне, є наслідком вертикальних блокових рухів у докембрійському фундаменті, якщо він перевищує 5–10 м/км. З огляду на це при розгляді залягання лише одного стратиграфічного компоненту – київської світи було прийнято значущою величину видимого нахилу або зміни нахилу вздовж розрізу, якщо вона становить не менш ніж 10 м/км, а при розгляді двох і більше стратиграфічних компонентів – не менш ніж 5 м/км.

Результати аналізу розрізів осадової товщі свідчать про існування значної кількості місць з ознаками вертикальних тектонічних зміщень. Локальні особливості структури підосви київської світи, відображені в ізолініях абсолютних відміток, у кожному з цих місць вказують напрямок відносних вертикальних зміщень уявних тектонічних блоків, а також із достатньою певністю – азимутальне положення міжблокового розриву.

Схема новітньої блокової тектоніки території зони відчуження

Зіставлення геолого-структурної карти підосви київської світи (рис. 2 кольорової вкладки) й тектонічної схеми території (рис. 1 кольорової вкладки) дає змогу ідентифікувати місця виявлених на розрізах ознак вертикальних тектонічних зміщень, ставлячи їх у відповідність до певних розломів – елементів тектонічних зон, які за розташуванням та особливо простяганням узгоджуються з ізолініями абсолютних відміток геолого-структурної карти. Мережа виділених таким чином розривів являє собою схему новітньої тектоніки, що відбиває план геодинамічних рухів у новітній час після відкладення київської світи (рис. 4 кольорової вкладки).

Наведена схема свідчить про значну поширеність новітніх порушень на території ЗВ. Загалом прояви новітньої активності властиві всім тектонічним зонам I порядку, за винятком зон північно-східного напрямку. Так, незначну кількість проявів неотектоніки виявлено в Тетерівській західній зоні та зовсім не виявлено – у Тетерівській східній та Брагинській зонах. Привертає увагу переривчастість проявів неотектоніки за простяганням тектонічних зон. Але окремі прояви, які належать до зон різних напрямків, поєднуючись, складають цілісну мережу розривів і тим самим утворюють чітку блокову структуру. Остання в цілому має вигляд мозаїки, викладеної ступенями, що спадають на схід, північний схід і північ.

За характером новітньої блокової тектоніки територія ЗВ явно поділяється на дві частини – північну та південну, які розмежовуються субширотною зоною розломів II порядку, яка є південним граничним елементом Південно-Прип'ятської зони I порядку (рис. 1 кольорової вкладки). Північна частина території, що лежить у межах Південно-Прип'ятської зони, має складнішу неотектонічну розблокованість. Переважна більшість новітніх розривів має північно-західне або субширотне простягання, тобто належить до систем Дніпровської та Північноукраїнської зон тектонічної активізації, з якими пов'язано розвиток Дніпровсько-Донецької та Прип'ятської западин. Прикметною особливістю тектонічної будови північної частини території є грабеноподібна структура, утворена субпаралельними розривами північно-західного простягання на правобережжі Прип'яті в районі сіл Чистоголівка – Шепеличі (рис. 3, 4 кольорової вкладки).

Південна частина території відрізняється від північної відносно простішим неотектонічним планом. Новітня тектонічна активність у цій частині території фіксується переважно в субмеридіональних розривах, що належать до системи розломів Одесько-Брусилівської регіональної зони, а також у розривах південно-західного напрямку, пов'язаних із Дніпровською регіональною зоною. Неотектонічні порушення субширотного та північно-східного напрямків у південній частині території не мають суттєвого поширення.

Обговорення та висновки

Закономірності будови палеогенової товщі, які виявляє геолого-структурне картографування у комплексі з аналізом матеріалів космічних зйомок, свідчать про значну поширеність на території ЗВ проявів неотектонічної активності. Новітні розриви докембрійського фундаменту є оновленими елементами наявних регіональних тектонічних зон і в сукупності зумовлюють блокову структуру фундаменту, що відбивається в структурі осадової товщі. Схема новітньої блокової тектоніки, розроблена в результаті дослідження, свідчить про певну диференційованість території за характером неотектонічних рухів. У північній частині території поширено прояви неотектоніки різних напрямків, що належать до всіх наявних регіональних тектонічних зон, тоді як південній частині території властиві переважно субмеридіональні, а також північно-західні неотектонічні порушення.

Результати дослідження приводять до висновку, що можливість вибору в межах території ЗВ такої ділянки докембрійського фундаменту, яка відповідала б поняттю стабільного геологічного утвору, є досить обмеженою. Практично вся північна частина території видається мало перспективною, адже значне поширення проявів неотектоніки різних напрямків у її межах має з певною ймовірністю транспонуватися на найближчий мільйон років. Південна частина території, що має менш складні неотектонічні умови, загалом є перспективнішою.

У світлі викладеного видається принаймні передчасним проведення детальних пошуково-розвідувальних робіт на низці ділянок, рекомендованих як перспективні, зокрема у північній частині ЗВ [21]. Підстави для визначення конкретних перспективних ділянок має бути отримано за результатами безпосереднього вивчення докембрійського фундаменту з достатніми обсягами структурно-параметричного буріння. Ці дослідження, що за основним змістом відповідають необхідній у конкретних умовах ЗВ стадії пошукової оцінки території [21], мають охоплювати всю південну частину ЗВ із залученням максимально широкого кола методів вивчення будови фундаменту.

Комплексне використання таких методів досліджень, як геолого-структурний аналіз осадових утворень та аналіз матеріалів аерокосмічних зйомок, сприяє суттєвому підвищенню ефективності розроблення й застосування неотектонічних критеріїв вибору перспективних ділянок для захоронення РАВ. Із позиції неотектонічних критеріїв, подальші дослідження має бути спрямовано на порівняльну оцінку окремих ділянок південної частини ЗВ, розташованих між субмеридіональними неотектонічними порушеннями.

Одна з таких ділянок, розташована в районі с. Корогод, сьогодні привертає особливу увагу. Назвемо її умовно перспективною (рис. 4 кольорової вкладки). Ця ділянка площею порядку 100 км² має відносно високі абсолютні відмітки денної поверхні – переважно 130–150 м. Поверхня фундаменту в її межах знаходиться на абсолютних відмітках від –230 до –320 м. Ділянку обмежено двома субмеридіональними новітніми розривами з північного сходу, з півночі – північно-західним і субширотним новітніми розривами, а з півдня – заплавою р. Уж. Слід зазначити, що ділянка припадає на субширотну зону розломів II порядку, яка є крайовим елементом

Південно-Прип'ятської зони розломів, проте в цьому районі ЗВ субширотні неотектонічні порушення не проявлено. Зазначимо безпосередню близькість ділянки до об'єктів поводження з РАВ – комплексу підприємств із переробки, зберігання та захоронення РАВ «Вектор» і пункту захоронення РАВ «Буряківка». Утім, знов підкреслимо, прийняття рішення щодо обрання перспективних ділянок для подальших детальних пошуково-розвідувальних робіт потребує безпосереднього вивчення будови докембрійського фундаменту на досить великій території південної частини ЗВ.

СПИСОК ЛІТЕРАТУРИ

1. Закон України «Про Загальнодержавну цільову екологічну програму поводження з радіоактивними відходами». – Відомості Верховної Ради України. – 2009 – № 5. – С. 8. Зі змінами, внесеними згідно із Законами № 2883-VI від 23.12.2010, N 3960-VI від 21.10.2011.
2. Закон України «Про поводження з радіоактивними відходами». – Відомості Верховної Ради України. – 1995. – № 27. – С. 199) Зі змінами, внесеними згідно із Законами № 1673-III від 20.04.2000, № 747-IV від 15.05.2003, № 2637-IV від 02.06.2005, № 515-VI від 17.09.2008, № 516-VI від 17.09.2008, № 2592-VI від 07.10.2010, № 2756-VI від 02.12.2010, № 2856-VI від 23.12.2010.
3. Деконінк Ж. М., Соботович Е. В., Шестопалов В. М., Скворцов В. В. Дослідження можливості поховання радіоактивних відходів у глибоких геологічних формаціях. Проект «Кассіопея» // Бюлетень екологічного стану зони відчуження та зони безумовного (обов'язкового) відселення. – 1999. – № 13. – С. 64–66.
4. Науменко В. В., Сенин Е. В., Чекалов А. Г., Проскуряков А. Г. и др. Оценка сейсмической активности района Чернобыльской атомной электростанции. Чернобыль: НПО «Припять», ИГФМ АН УССР, 1990. – 79 с.
5. Верховцев В. Г., Потапчук И. С., Верховцева Л. Ф. и др. Линейные и кольцевые морфоструктуры междуречья Припять-Уж-Тетерев (в пределах 30-километровой зоны Чернобыльской АЭС) // Тектоника и стратиграфия. – 1993. – Вып. 33. – С. 37–41.
6. Азімов О. Т., Руденко Ю. Ф., Ходоровський А. Я., Ліщенко Л. П. та ін. Застосування матеріалів дистанційних зйомок при виявленні ділянок, сприятливих для захоронення РАВ у зоні відчуження // Збірник наукових праць / ІГНС. – К., 2001. – Вип. 3-4. – С. 292–301.
7. Скворцов В. В., Олександрова Н. В. Дослідження будови київського ярусу в зоні відчуження з метою пошуку ділянки докембрійського фундаменту для захоронення радіоактивних відходів // Збірник наукових праць / ІГНС. – Вип. 18. – К., 2010. – С. 129–139.
8. Скворцов В. В., Александрова Н. В. Принципы создания геолого-информационной базы выбора места для захоронения долгосуществующих радиоактивных отходов // Вопросы атомной науки и техники. – 2007. – № 6. Серия «Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение». – С. 89–93.
9. Атлас «Геологія і корисні копалини України». Масштаб 1:5 000 000. / НАНУ. Міністерство екології та природних ресурсів України. – К., – 2001.
10. Геологическая карта кристаллического основания Украинского щита. Масштаб 1:500000 / Главн. ред. Н. П. Щербак / Министерство геологии УССР. Центральная тематическая экспедиция. – 1983.
11. Тектонічна карта України. Масштаб 1:1000000. Пояснювальна записка. Частина I // Міністерство охорони навколишнього середовища України: Державна геологічна служба. Український державний геологорозвідувальний інститут. – К.: УкрДГРІ, – 2007. – 96 с.
12. Тектонічна карта України. Масштаб 1:1000000. Частина II. Тектоніка фундаменту Українського щита. Масштаб 1:2000000. Пояснювальна записка // Міністерство охорони навколишнього середовища України: Державна геологічна служба. – Український державний геологорозвідувальний інститут. Львівський національний університет ім. Івана Франка. – К.: УкрДГРІ, 2007. – 78 с.

13. *Прусс А. К., Ярошук М. А.* Брусилов–Одесская металлогеническая зона // Проблемы металлогении Украины. – К.: Наукова думка, – 1964. – С. 163–180.
14. *Гарецкий Р. Г., Глушко В. В., Крылов Н. А. и др.* Тектоника нефтегазоносных областей юго-запада СССР: Объяснительная записка к Тектонической карте нефтегазоносных областей юго-запада СССР с использованием материалов космических съемок; масштаб 1:50000 – М.: Наука, 1988. – 85 с.
15. *Буш В. А.* Системы трансконтинентальных линейментов Евразии // Геотектоника. – 1983. – №3. – С. 15–31.
16. *Каляев Г. І., Крутиховська З. О., Жуков Г. В., Прусс А. К. та ін.* Тектоніка Українського щита // К.: Наукова думка, – 1972. – 300 с.
17. *Гойжевський О. О.* Північно-українська горстово-грабенова зона у межах Українського щита // Геологічний журнал. – 1972. – Т. 32, вип. 5. – С. 81–88.
18. *Гойжевський А. А.* Тектонические условия образования полезных ископаемых осадочного чехла Украинского щита. –К.: Наукова думка, – 1982. – 180 с.
19. *Гойжевський А. А.* Признаки разломов платформенного етапа розвитку регіона Українського щита // К., – 1985. – 40 с. Препринт ИГФМ.
20. *Бухарев В. П., Степанов В. А., Семенюк М. П., Скворцов В. В. та ін.* Еколого-геологічне районування Чорнобильської зони відчуження // Збірник наукових праць / ДНЦ РНС. – К., 2001. – Вип. 2. – С. 304–309.
21. *Изоляция радиоактивных отходов в недрах Украины (проблемы и возможные решения) /* Отв. ред. В. М. Шестопапов / Научно-инженерный центр радиогидрогеологических полигонных исследований. – К., – 2006. – 398 с.

REFLECTION OF BLOCK NEOTECTONICS IN GEOLOGICAL STRUCTURE OF PALEOGENE STRATA OF CHORNOBYL EXCLUSION ZONE

V. V. Skvortsov, A. Ya. Khodorkovsky, N. V. Olexandrova

Neotectonic block differentiation of Chornobyl Exclusion zone area was fixed by the results of the geological and structure analysis of paleogene strata in complex with the space survey data interpretation. Structural plan of the latest tectonic movements had a block character; it was shown by the fracture systems, which represent the components of known regional tectonic zones of various trends and are found in the features of phanerozoic rock mass structure. The territory under study is divided into two parts – the northern one, wherein the neotectonic movements are generally more intensive with manifestation practically all over the fracture zones, and the southern part, wherein the newest breaks belong mainly to submeridional also to south-western regional fracture zones. The southern part of the Exclusion zone, as a whole, holds the greatest promise by comparison with the northern one in the view of neotectonic criteria regarding the geological repository siting for radioactive waste disposal.

ПРОЯВЛЕНИЯ БЛОКОВОЙ НЕОТЕКТОНИКИ В СТРУКТУРЕ ПАЛЕОГЕНОВОЙ ТОЛЩИ ЗОНЫ ОТЧУЖДЕНИЯ

В. В. Скворцов, А. Я. Ходоровский, Н. В. Александра

Неотектоническая блоковая дифференцированность территории Чернобыльской зоны отчуждения определена по результатам геолого-структурного анализа толщи палеогеновых отложений в комплексе с интерпретацией данных космических съемок. Структурный план новейших тектонических движений имеет блоковый характер; он проявился в сети разрывов, представляющих элементы известных региональных тектонических зон разного простирания и фиксируется в особенностях строения толщи фанерозоя. Территория исследования разделяется на две части – северную, где неотектонические движения более интенсивные и проявились практически во всех зонах разломов, и южную, где новейшие разрывы принадлежат в основном к субмеридиональной, а также к юго-западной региональным зонам разломов. С точки зрения неотектонических критериев поиска места для геологического хранилища радиоактивных отходов южная часть зоны отчуждения в целом является более перспективной, чем северная.

ФІЗИКО-ХІМІЧНЕ МОДЕЛЮВАННЯ ПОВЕДІНКИ ІЗОТОПІВ СТРОНЦІЮ В РІЧКОВИХ ВОДАХ ЗОНИ ВІДЧУЖЕННЯ

Ю. О. Шибецький¹, І. Л. Колябіна²

¹Науково-інженерний центр радіогідрогеоекологічних полігонних досліджень НАН України, м. Київ

²Державна установа «Інститут геохімії навколишнього середовища НАН України», м. Київ

Створено та верифіковано радіогеохімічні моделі розчинення та осадження ізотопних форм сполук стронцію у прісноводних середовищах зони відчуження. Установлено, що ізотопні ефекти спостерігатимуться як при розчиненні, так і при осадженні ізотопних форм стронцію. Для обох моделей тверда фаза (відносно розчину) збіднюється легкими ізотопами стронцію (⁸⁴Sr, ⁸⁶Sr і ⁸⁷Sr) та збагачується ⁹⁰Sr. Ізотопний склад стронцію в розчині визначатиметься ізотопним складом іону ^mSr²⁺.

Вступ

За оцінками [1] внаслідок аварії на Чорнобильській АЕС в 1986 р. до довкілля зони відчуження (далі ЗВ) потрапило до 10¹⁶ Бк (220 кКи) ⁹⁰Sr. В умовах поліського класу ландшафтів [2] стронцій є дуже рухливим елементом. До зазначених геохімічних систем він надходить із опадами, мігрує в поверхневих та ґрунтових водах у формі Sr²⁺ і, можливо, Sr(HCO₃). Найбільше часу в своєму обігу Sr утримується (разом з карбонатами кальцію) в біоті, а саме: в оболонках синьозелених і золотистих водоростей; в деревині та листі вищих рослин; в черепашках двостулкових та черевоногих молюсків, а також у кістках хордових тварин, де заміщує іони кальцію в його фосфатах. І кальцій, і стронцій не видаляються з поліських ландшафтів шляхом утворення мінералів, оскільки вони є дефіцитними, а знову й знову залучаються до біогеохімічного колообігу. Останнє визначає суттєву роль ⁹⁰Sr у формуванні доз опромінення населення.

Для кальцію зазначено переважне накопичення його легких ізотопів у біологічних об'єктах (черепашках молюсків, зубах акул) [3] порівняно з джерелом кальцію – морською водою. Звідси випливає, що й ⁹⁰Sr (найважчий ізотоп плеяди) мав би слабше накопичуватися живими істотами, ніж стабільні ізотопи. Це видається досить несподіваним і парадоксальним. Окрім того, аналогічні явища (накопичення організмами легких ізотопів) зазначено також для вуглецю та водню [4]. Причина цього явища полягає в тому, що ізотопи С, Н та Са, перш ніж бути засвоєними, вилучаються зі своїх сполук або трансформуються з окисних форм у відновлені завдяки перебігу ферментативних реакцій. При цьому для живих істот доступнішими для засвоєння є сполуки саме легких ізотопів, бо вони утворюють менш жорсткі хімічні зв'язки. Стронцій, на відміну від перерахованих елементів, сполук не утворює, тобто доступний у формі двозарядного іона. При фіксації стронцію організмами його ізотопні ефекти визначаються коефіцієнтами фракціонування обмінної системи розчин (⁹⁰Sr²⁺) ↔ тверда фаза (карбонати чи фосфати ⁹⁰Sr). Зазначені коефіцієнти більші за одиницю. Це й призводить до переважного накопичення ⁹⁰Sr живими істотами.

Таким чином, протилежні тенденції вибіркового накопичення в біоті ізотопів легких елементів та ізотопів стронцію визначаються перш за все їхніми геохімічними особливостями. Отже, створення моделей геохімічної поведінки ізотопів стронцію є актуальним завданням для формування сценаріїв розрахунку доз опромінення населення, яке проживає на Поліссі.

Метою цієї статті є описання та верифікація методики побудови радіогеохімічних моделей поведінки ізоотопів стронцію на прикладі прісноводних систем зони відчуження.

Методом дослідження виступило фізико-хімічне моделювання. Фізико-хімічне моделювання – це постановка, проведення та інтерпретація комп'ютерних експериментів над складними інформаційними та математичними моделями природних і техногенних явищ.

При моделюванні геохімічних систем за участі ізоотопних форм сполук використовувався програмний комплекс GEMS (ПК GEMS) [5, 6]. У цьому ПК реалізовано розрахунок рівноважного фазово-компонентного складу системи на основі мінімізації її сумарного термодинамічного потенціалу. Розрахунок рівноваги в гетерогенній системі здійснюється методом мінімізації вільної енергії. Вибір стехіометричного базису системи, а також переліку її фаз і залежних компонентів визначаються постановкою завдання моделювання.

Загальний алгоритм обчислення вільних енергій Гіббса ізоотопних форм сполук

Згідно з роботою [7] вільну енергію моноізоотопної форми сполуки можна визначити з вільної енергії утворення цієї сполуки з елементів таким чином:

$$\Delta G_{jZ}^{oi} = \Delta G_{jZ}^{oe} + R \cdot T \cdot \sum_j n_Y \cdot \sum_i (N_{Y_i,cm} \cdot \ln Y_{ij} \alpha_Z) - R \cdot T \cdot \varphi_Z \quad (1),$$

де ΔG_{jZ}^{oi} - вільна енергія Гіббса моноізоотопної форми сполуки Z, що складається з елементів Y, які мають ізоотопи i, j...l, Дж/моль; ΔG_{jZ}^{oe} - вільна енергія утворення сполуки Z з елементів Y (табличні дані за роботою [8]), Дж/моль; n_Y - кількість атомів j-ізоотопу елемента Y в повнозаміщеній формі сполуки Z; $N_{Y_i,cm}$ - частка ізоотопу j в елементі Y, що перебуває в стандартному стані (зазвичай середнє по земній корі); $Y_{ij} \alpha_Z$ - коефіцієнт фракціонування i та j ізоотопів елемента Y між сполукою Z та елементом Y, що перебуває в стандартному стані; φ_Z - поправка, величина якої враховує невизначеність ізоотопного складу сполуки Z на момент визначення його ΔG_{jZ}^{oe} . Величина $R \cdot T \cdot \varphi_Z$ на 1–2 порядки менша за невизначеність оцінки ΔG_{jZ}^{oe} [7].

Згідно з рівнянням (1), беручи до уваги той факт, що кількість радіоактивного ^{90}Sr в реальних геохімічних системах зникаюче мала, загальний вираз для обчислення $\Delta G_{f^{m}\text{Sr}A}^{oi}$ набирає вигляду:

$$\Delta G_{f^{m}\text{Sr}A}^{oi} = \Delta G_{f\text{Sr}A}^{oe} + R \cdot T \cdot \ln^{\Delta m=1} \alpha_{\text{Sr}A-\text{Sr}} \cdot {}^m N \quad (2)$$

де ${}^m N$ - фактор поширення відповідних ізоотопів; m – індекс атомної ваги.

Фактори поширення ізоотопів Sr визначаються рівняннями 3–7.

$${}^{84}N = 2N_{^{86}\text{Sr}} + 3N_{^{87}\text{Sr}} + 4N_{^{88}\text{Sr}} \quad (3)$$

$${}^{86}N = N_{^{87}\text{Sr}} + 2N_{^{88}\text{Sr}} - 2N_{^{84}\text{Sr}} \quad (4)$$

$${}^{87}N = N_{^{88}\text{Sr}} - N_{^{86}\text{Sr}} - 3N_{^{84}\text{Sr}} \quad (5)$$

$${}^{88}N = 4N_{^{84}\text{Sr}} + 2N_{^{86}\text{Sr}} + N_{^{87}\text{Sr}} \quad (6)$$

$${}^{90}N = 6N_{^{84}\text{Sr}} + 4N_{^{86}\text{Sr}} + 3N_{^{87}\text{Sr}} + 2N_{^{88}\text{Sr}} \quad (7)$$

де $N_{m\text{Sr}}$ - середньокорова частка відповідного ізоотопу стронцію.

Таким чином, для обчислення $\Delta G_{f^{mSrA}}^{oi}$ за формулою (2) необхідно мати значення $\ln^{\Delta m=1}\alpha_{SrA-Sr}$ (коефіцієнти фракціонування для сполук ізотопів стронцію, маси яких відрізняються на одну атомну масу) та величини mN .

Коефіцієнти фракціонування ізотопів стронцію оцінювалися за максимальним значенням коефіцієнтів фракціонування ізотопів кальцію [3] для температури 25 °С згідно з наближенням Бігеляйзена–Маєйер, теоретичних оцінок $\alpha_{SrA-Sr}^{\Delta m=1}$ для системи SrF_2 -Sr [9, 10] та з припущенням, що стронцій є геохімічним аналогом кальцію. У результаті отримано ряд значень $\alpha_{SrA-Sr}^{\Delta m=1}$, які наведено в табл. 1. Ці значення $\alpha_{SrA-Sr}^{\Delta m=1}$ є максимально можливими й у майбутньому можуть бути скоригованими.

Таблиця 1. Нормовані коефіцієнти фракціонування ізотопів Sr (при T = 25 °C)
Table 1. Standardized coefficient of Sr isotopes fractionating (T = 25 °C)

Сполука	$\alpha_{SrX-Sr}^{\Delta m=1}$
SrF ₂	1,000661
SrCO ₃	1,00054
SrSO ₄	~1,00046...1,00024
Sr(OH) ₂	~1,0003...1,0001
Sr(HCO ₃) ₂	~1,00005
Sr ²⁺	1,00002
Sr	1

Значення середньокорових часток ізотопів стронцію (N_{mSr}) та результати обчислення mN -факторів (рівняння 3–7) представлено в табл. 2. Результати обчислення ΔG_{f}^{oi} ізотопних форм сполук (ІФС) стронцію наведено в табл. 3.

Таблиця 2. Значення середньокорових часток ізотопів стронцію
Table 2. Values of Sr isotopes parts (average for Earth Crust)

Ізотоп	Середньокорова частка	Фактор поширення	Значення фактора поширення
⁸⁴ Sr	0,0056	⁸⁴ N	3,7102
⁸⁶ Sr	0,0986	⁸⁶ N	1,7102
⁸⁷ Sr	0,0702	⁸⁷ N	0,7102
⁸⁸ Sr	0,8256	⁸⁸ N	– 0,2898
⁸⁹ Sr	0	⁸⁹ N	не визначався
⁹⁰ Sr*	~10 ⁻¹⁴ ...10 ⁻⁹	⁹⁰ N	– 2,2898

Примітка. *величина враховує збільшення частки радіоактивного стронцію-90 внаслідок його аварійного викиду з 4-го блоку ЧАЕС у 1986 р.

Таблиця 3. Вільна енергія Гіббса ІФС стронцію (при T = 25 °C)
Table 3. Gibbs free energy for the strontium isotopic species (T = 25 °C)

ІФС	ΔG^{oi} , Дж/моль	ІФС	ΔG^{oi} , Дж/моль
Компоненти водного розчину		Компоненти водного розчину	
SrCO_3^0	-1107687,0	SrCl^+	-693707,2
$^{84}\text{SrCO}_3^0$	-1107682,0	$^{84}\text{SrCl}^+$	-693707,0
$^{86}\text{SrCO}_3^0$	-1107684,7	$^{86}\text{SrCl}^+$	-693707,1
$^{87}\text{SrCO}_3^0$	-1107686,1	$^{87}\text{SrCl}^+$	-693707,2
$^{88}\text{SrCO}_3^0$	-1107687,4	$^{88}\text{SrCl}^+$	-693707,2
$^{90}\text{SrCO}_3^0$	-1107690,1	$^{90}\text{SrCl}^+$	-693707,3
SrHCO_3^+	-1157519,8	SrF^+	-846381,3
$^{84}\text{SrHCO}_3^+$	-1157519,3	$^{84}\text{SrF}^+$	-846381,1
$^{86}\text{SrHCO}_3^+$	-1157519,6	$^{86}\text{SrF}^+$	-846381,2
$^{87}\text{SrHCO}_3^+$	-1157519,7	$^{87}\text{SrF}^+$	-846381,3
$^{88}\text{SrHCO}_3^+$	-1157519,8	$^{88}\text{SrF}^+$	-846381,3
$^{90}\text{SrHCO}_3^+$	-1157520,1	$^{90}\text{SrF}^+$	-846381,4
SrOH^+	-723251,0	Мінерали	
$^{84}\text{SrOH}^+$	-723249,2	стронціаніт	-1144660,0
$^{86}\text{SrOH}^+$	-723250,2	стронціаніт- ^{84}Sr	-1144655,0
$^{87}\text{SrOH}^+$	-723250,7	стронціаніт- ^{86}Sr	-1144657,7
$^{88}\text{SrOH}^+$	-723251,2	стронціаніт- ^{87}Sr	-1144659,0
$^{90}\text{SrOH}^+$	-723252,2	стронціаніт- ^{88}Sr	-1144660,4
SrSO_4^0	-1320407,8	стронціаніт- ^{90}Sr	-1144663,1
$^{84}\text{SrSO}_4^0$	-1320404,6	целестин	-1346150,0
$^{86}\text{SrSO}_4^0$	-1320406,3	целестин- ^{84}Sr	-1346146,8
$^{87}\text{SrSO}_4^0$	-1320407,2	целестин- ^{86}Sr	-1346148,5
$^{88}\text{SrSO}_4^0$	-1320408,1	целестин- ^{87}Sr	-1346149,4
$^{90}\text{SrSO}_4^0$	-1320409,8	целестин- ^{88}Sr	-1346150,2
Sr^{2+}	-563835,8	целестин- ^{90}Sr	-1346151,9
$^{84}\text{Sr}^{2+}$	-563835,6		
$^{86}\text{Sr}^{2+}$	-563835,7		
$^{87}\text{Sr}^{2+}$	-563835,7		
$^{88}\text{Sr}^{2+}$	-563835,8		
$^{90}\text{Sr}^{2+}$	-563835,9		

Обчислення ΔG^{oi} ІФС стронцію в межах програмного комплексу GEMS

У програмному комплексі GEMS реалізовано спосіб обчислення енергій Гіббса ($\Delta G^{\text{i}}_{\text{ГХА}}$) ІФС, згідно з яким спочатку обчислюється значення $\Delta G^0_{\text{ГХА}}$, звичайної сполуки елемента для заданих твердих розчинів за будь-якою з відповідних методик. Різницю в енергіях Гіббса ІФС виражено за допомогою псевдореакцій, що зберігаються в базі даних. Для ізоотопів стронцію зазначені псевдореакції мають вигляд:

$$\text{Sr}A = {}^m\text{Sr}A, \quad \ln K_i = -N_{m_{\text{Sr}}} \cdot \ln \alpha_{\text{Sr}A-\text{Sr}} \quad (8),$$

де A – безстронцієва частина хімічної формули; Sr – природна суміш ізоотопів стронцію (елемент); ${}^m\text{Sr}$ – ізоотопи стронцію з атомною масою m 84, 86, 87, 88, 90.

Верифікацію алгоритму обчислення енергії Гіббса ІФС виконано раніше на прикладі ізоотопно-обмінної системи стабільних ізоотопів вуглецю з використанням моделі екзогенної геохімічної системи атмосфера – морська вода – карбонатний осад [11].

Геохімічне моделювання поведінки ізотопних форм сполук стронцію

Вхідні дані для моделювання

Моделювання поведінки ІФС стронцію в річкових водах ЗВ виконувалося для нормальних умов, тобто температура й тиск системи приймалися за 25 °C та 0,1 МПа (або 1 бар) відповідно.

Моделі поведінки ізотопів стронцію в прісноводних системах ЗВ може бути представлено в межах системи хімічних елементів та ізотопів стронцію: Ar, C, Ca, Cl, H, Mg, N, Na, O, P, S, Si, ^{84}Sr , ^{86}Sr , ^{87}Sr , ^{88}Sr , ^{90}Sr .

Валовий хімічний склад модельних систем визначався хімічним складом атмосфери та річкової води [12], а також переліком сполук стронцію, які можуть існувати в зазначеному типі геохімічних систем.

Валовий вміст сполук нерадіоактивних ізотопів стронцію для моделі розчинення визначався як 0,1 М стронціаніту, що являє собою ідеальну суміш моноізотопних форм $^{\text{m}}\text{SrCO}_3$ в пропорції середньокорової поширеності зазначених ізотопів. Для моделі осадження стронцію з карбонатами кальцію його вміст визначався розчином з концентрацією 1,5 мг/л природної суміші іонів $^{\text{m}}\text{Sr}^{2+}$. Кількість ^{90}Sr в обох моделях задано через відповідний незалежний компонент, і вона становить 10^{-9} моля.

Моделйна система включає повний перелік фаз та компонентів, які можуть потенційно з'явитися в стані рівноваги. При моделюванні враховано можливість появи таких фаз: газової, водного розчину, конденсованих твердих фаз.

Газова фаза розглядалася як ідеальна суміш реальних газів та включала такі компоненти: O_2 , N_2 , CO_2 , CH_4 , H_2 , NH_3 , Cl_2 , H_2S , SO_2 та $\text{H}_2\text{O}_{\text{газ}}$. У рівновазі значущих концентрацій досягали тільки три перші компоненти.

Фаза водного розчину розглядалася як неідеальний розчин електроліту.

Згідно з роботою [12] для реальних діапазонів мінливості хімічного складу природних вод ЗВ єдиною термодинамічно стійкою сполукою стронцію є стронціаніт, отже, максимальні рівноважні концентрації стронцію визначаються розчинністю зазначеного мінералу. Але в присутності кальцію можливим є існування лише твердого розчину $(\text{Ca},\text{Sr})\text{CO}_3$, а не чистого стронціаніту, тому до стронцієвої мультисистеми включено такі конденсовані тверді фази (ідеальні тверді розчини): стронціанітова (суміш ізотопних форм стронціаніту); арагонітова (арагоніт + ізотопні форми стронціаніту); кальцитова (кальцит + ізотопні форми стронціаніту).

Окрім перерахованих твердих фаз, до стронцієвої мультисистеми було включено також опал, магнезит і кальцит (в рівновазі з'являлися дві останні), до вуглецевої – опал, гіпс та ангідрит (в рівновазі з'являлася лише кальцитова фаза).

Постановка завдання моделювання

Основною метою моделювання було оцінювання величини ізотопних ефектів плеяди ізотопів стронцію, які можуть виникнути при розчиненні та осадженні його сполук у прісноводних середовищах ЗВ в разі:

- розчинення стронціаніту в природних водах (модель розчинення);
- співосадження стронцію з карбонатами (модель осадження).

Хоча рівновага в системі обчислювалася для всіх ізотопів плеяди, для спрощення сприйняття результатів далі наводяться дані щодо ізотопних ефектів тільки для сполук ^{84}Sr та ^{90}Sr відносно сполук ^{88}Sr .

Моделювання розчинення ізотопних форм стронціаніту

Валовий склад термодинамічної моделі розчинення ІФС стронціаніту задано як суму:

- 1 кг атмосфери;
- 1 кг річкової води з мінералізацією 0,3 г/дм³;
- 0,1 моля ^mSrCO₃ із середньокоровим ізотопним складом – для стабільних форм;
- 10⁻⁹ моля ⁹⁰Sr (задано як незалежний компонент);
- перемінної кількості кальциту (0...10,0 молів).

Зазначимо, що для моделі вихідне (початкове) відношення ⁸⁴Sr/⁸⁸Sr становило 6,78295E-03, а ⁹⁰Sr/⁸⁸Sr – 1,20895E-08.

У табл. 4 та 5 наведено вміст ІФС стронцію у водному розчині й твердих фазах.

Зауважимо, що в табл. 4 наведено лише ті компоненти стабільних ізотопів стронцію, концентрація яких перевищує 10⁻⁸ моль/дм³. На рис. 1 показано сумарні концентрації кальцію та ізотопів стронцію для моделі розчинення.

Таблиця 4. Концентрація водних сполук стронцію (модель розчинення), моль/дм³
Table 4. Concentrations of the strontium compounds in the solution(dissolution model), mole/dm³

Компонент	CaCO ₃ , моль				
	0	0,01	0,1	1,0	10,0
pH	8,08	8,12	8,22	8,28	8,29
⁸⁴ SrHCO ₃ ⁺	8,28E-09	6,92E-09	3,01E-09	4,81E-10	5,13E-11
⁸⁴ SrSO ₄ ⁰	2,25E-08	1,72E-08	5,85E-09	8,11E-10	8,47E-11
⁸⁴ Sr ²⁺	8,84E-07	6,79E-07	2,34E-07	3,28E-08	3,43E-09
⁸⁸ SrHCO ₃ ⁺	1,22E-06	1,02E-06	4,43E-07	7,08E-08	7,56E-09
⁸⁸ SrSO ₄ ⁰	3,32E-06	2,54E-06	8,62E-07	1,19E-07	1,25E-08
⁸⁸ Sr ²⁺	1,30E-04	1,00E-04	3,45E-05	4,83E-06	5,05E-07
⁹⁰ SrHCO ₃ ⁺	1,47E-14	1,23E-14	5,35E-15	8,55E-16	9,12E-17
⁹⁰ SrSO ₄ ⁰	4,01E-14	3,07E-14	1,04E-14	1,44E-15	1,51E-16
⁹⁰ Sr ²⁺	1,57E-12	1,21E-12	4,16E-13	5,83E-14	6,09E-15

Таблиця 5. Вміст ізотопних форм ^mSrCO₃ в твердих фазах (модель розчинення), моль
Table 5. Content of ^mSrCO₃ isotopic species in solid phases (dissolution model), mole

Компонент	CaCO ₃ , моль				
	0	0,01	0,1	1,0	10,0
кальцитова фаза					
стронціаніт ⁸⁴ Sr	1,30E-06	5,60E-04	5,61E-04	5,61E-04	5,61E-04
стронціаніт ⁸⁸ Sr	1,92E-04	8,26E-02	8,27E-02	8,27E-02	8,27E-02
стронціаніт ⁹⁰ Sr	2,32E-12	9,99E-10	1,00E-09	1,00E-09	1,00E-09
арагонітова фаза		н. у.	н. у.	н. у.	н. у.
стронціаніт ⁸⁴ Sr	5,59E-04	н. у.	н. у.	н. у.	н. у.
стронціаніт ⁸⁸ Sr	8,24E-02	н. у.	н. у.	н. у.	н. у.
стронціаніт ⁹⁰ Sr	9,96E-10	н. у.	н. у.	н. у.	н. у.
стронціанітова фаза		н. у.	н. у.	н. у.	н. у.
стронціаніт ⁸⁴ Sr	1,19E-09	н. у.	н. у.	н. у.	н. у.
стронціаніт ⁸⁸ Sr	1,76E-07	н. у.	н. у.	н. у.	н. у.
стронціаніт ⁹⁰ Sr	2,12E-15	н. у.	н. у.	н. у.	н. у.

Примітка. «н. у.» – «не утворюється»

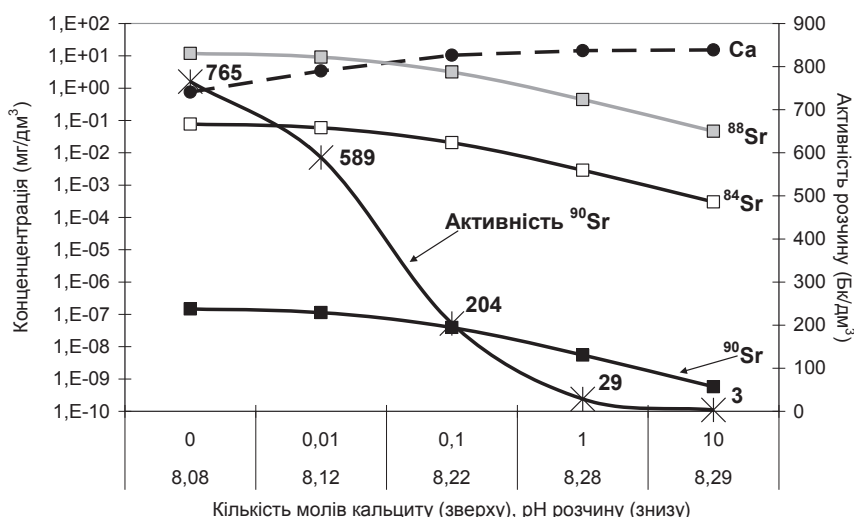


Рис. 1. Концентрація кальцію та ізоотопів стронцію в річковій воді (модель розчинення)
Fig. 1. Calcium and strontium isotopes concentration in river water (dissolution model)

Оскільки для визначення ізоотопного складу треба знати відношення атомних кількостей ізоотопів стронцію (наприклад $^{90}\text{Sr}/^{88}\text{Sr}$) в ізоотопному стандарті, якого поки що не існує, за стандартне приймалося відношення $^{m}\text{Sr}/^{88}\text{Sr}_{\text{поч}}$, тобто вихідне відношення відповідних ізоотопів у системі:

$$\delta(^{m-88}\text{Sr})_{\text{комп}} = 1000 \times (((^{m}\text{Sr}/^{88}\text{Sr})_{\text{комп}} - (^{m}\text{Sr}/^{88}\text{Sr})_{\text{поч}}) / (^{m}\text{Sr}/^{88}\text{Sr})_{\text{поч}}), \quad (9)$$

де $\delta(^{m-88}\text{Sr})_{\text{комп}}$ – ізоотопний склад компонента, проміле; $(^{m}\text{Sr}/^{88}\text{Sr})_{\text{комп}}$ – відношення атомних кількостей ізоотопів стронцію в сполуках, утворених ізотопами стронцію з масовими числами m та 88; $(^{m}\text{Sr}/^{88}\text{Sr})_{\text{поч}}$ – вихідне відношення відповідних ізоотопів у системі.

За даними табл. 4 та 5 за формулою 9 обчислювався відносний ізоотопний склад стронцієвих компонентів для моделі розчинення стронціаніту (рис. 2 та 3).

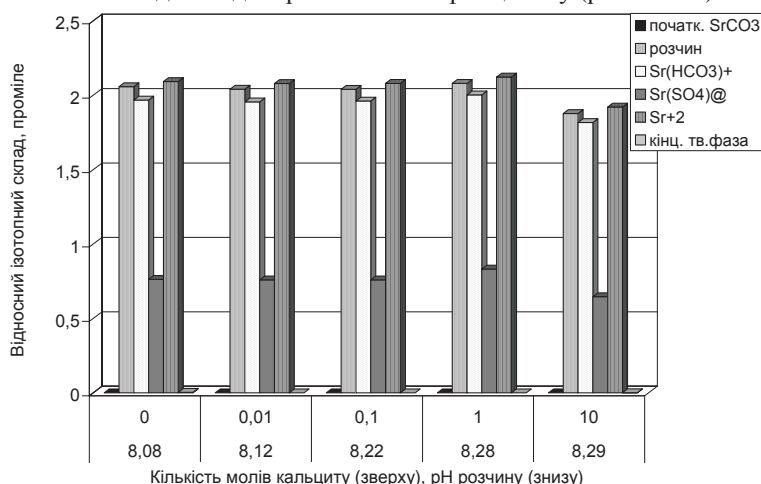


Рис. 2. Відносний ізоотопний склад сполук Sr-84 (модель розчинення)
Fig. 2. Relative composition of Sr-84 compounds (dissolution model)

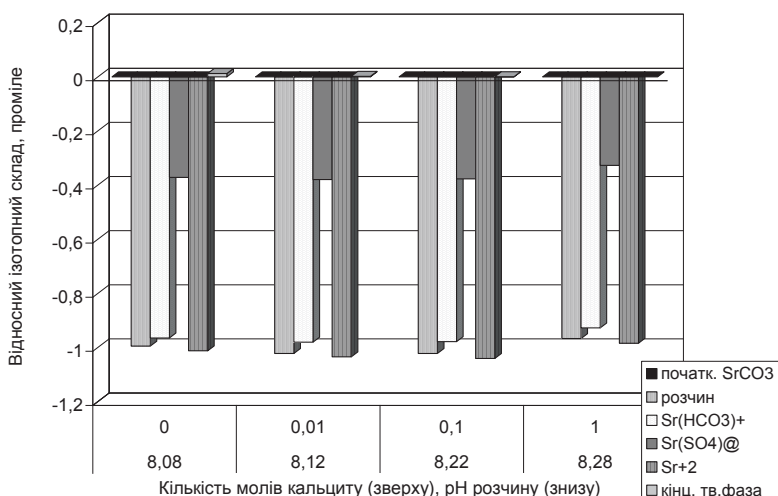


Рис. 3. Відносний ізотопний склад сполук Sr-90 (модель розчинення)
Fig. 3. Relative composition of Sr-90 compounds (dissolution model)

Як показують результати моделювання, при розчиненні стронціаніту спостерігаються ефекти фракціонування ізоотопів стронцію між розчином і твердою фазою. При цьому стосовно твердих фаз розчин збагачується на легші від ^{88}Sr ізоотопи та збіднюється на ^{90}Sr . Величини ізоотопних ефектів близькі до теоретично максимально можливих і для системи розчин – тверда фаза становлять: +2.1 та -1% відповідно. З одного боку, це свідчить про коректність методів розрахунку термодинамічних характеристик ІФС стронцію, а з іншого – про адекватність геохімічної моделі обраної системи.

За результатами розрахунків для обраних умов найважливішими формами міграції ізоотопів стронцію є $^m\text{Sr}^{2+}$, $^m\text{SrSO}_4^0$, $^m\text{SrHCO}_3^+$ та $^m\text{SrCl}^+$ (в порядку зменшення концентрації). При цьому сумарний ізоотопний склад розчинених форм стронцію визначається перш за все іонами $^m\text{Sr}^{2+}$. У присутності карбонату кальцію стронцій не утворює індивідуальних ізоотопних мінеральних форм, а входить як компонент твердого розчину до складу першого. При збільшенні в системі кальциту від 0 до 10 моль сумарна розчинність стронцію зменшується від 12,5 до 0,046 мг/дм³ (активність ^{90}Sr у розчині падає від 765 до 3 Бк/дм³).

Зазначимо також, що при зменшенні в рівновазі концентрації залежних компонентів ^mSr нижче від 10^{-16} моль/дм³ точності врахування балансу маси вже недостатньо для коректного обчислення ізоотопних ефектів.

Моделювання співосадження ізоотопів стронцію з карбонатом кальцію

Валовий хімічний склад термодинамічної моделі співосадження ІФС стронцію з річковою водою задано як суму:

- 1 кг атмосфери;
- 1 кг річкової води з мінералізацією 0,3 г/дм³;
- 1,5 мг $^m\text{Sr}^{2+}$ із середньокоровим ізоотопним складом – для стабільних форм;
- 10^{-9} моля ^{90}Sr (задано як незалежний компонент);
- перемінної кількості соляної кислоти (0...0,0031 моль).

Зауважимо, що HCl додавалася для зменшення pH розчину, оскільки згідно з роботою [12] pH природних вод ЗВ змінюється від 8,4 до 6,8 одиниць. Для моделі вихідне (початкове) відношення $^{84}\text{Sr}/^{88}\text{Sr} = 7,105940\text{E-}03$, а $^{90}\text{Sr}/^{88}\text{Sr} = 7,1059418\text{E-}05$.

У табл. 6 та 7 наведено вміст ІФС стронцію у водному розчині та твердих фазах. На рис. 4 показано сумарні концентрації кальцію та ізоотопів стронцію у розчині для моделі осадження.

Таблиця 6. Концентрація компонентів водного розчину (модель розчинення), моль/дм³
Table 6. Concentrations of the compounds in the solution (dissolution model), mole/dm³

Компонент	HCl, моль				
	0	0,0025	0,0027	0,0029	0,0031
pH	8,28	7,97	7,95	7,77	7,40
⁸⁴ SrHCO ₃ ⁺	7,81E-11	5,52E-10	7,26E-10	5,04E-10	2,21E-10
⁸⁴ SrSO ₄ ⁰	1,29E-10	1,48E-09	1,98E-09	2,06E-09	2,06E-09
⁸⁴ Sr ²⁺	5,23E-09	6,88E-08	9,34E-08	9,72E-08	9,75E-08
⁸⁸ SrHCO ₃ ⁺	1,10E-08	7,77E-08	1,02E-07	7,10E-08	3,11E-08
⁸⁸ SrSO ₄ ⁰	1,81E-08	2,08E-07	2,79E-07	2,90E-07	2,90E-07
⁸⁸ Sr ²⁺	7,34E-07	9,67E-06	1,31E-05	1,37E-05	1,37E-05
⁹⁰ SrHCO ₃ ⁺	7,79E-13	5,52E-12	7,26E-12	5,04E-12	2,21E-12
⁹⁰ SrSO ₄ ⁰	1,29E-12	1,48E-11	1,98E-11	2,06E-11	2,06E-11
⁹⁰ Sr ²⁺	5,21E-11	6,87E-10	9,34E-10	9,72E-10	9,75E-10

Таблиця 7. Вміст ізоотопних форм ^mSrCO_{3тв} в твердих фазах (модель осадження), моль
Table 7. Content of ^mSrCO_{3s} isotopic species in solid phases (co-precipitation model), mole

Компонент	HCl, моль			
	0	0,0025	0,0027	0,0029
арагонітова фаза			н. у.	н. у.
стронціаніт ⁸⁴ Sr	1,01E-15	3,93E-12	н. у.	н. у.
стронціаніт ⁸⁸ Sr	1,01E-13	5,49E-10	н. у.	н. у.
стронціаніт ⁹⁰ Sr	4,68E-17	3,95E-14	н. у.	н. у.
кальцитова фаза				
стронціаніт ⁸⁴ Sr	9,45E-08	2,90E-08	3,57E-09	3,70E-14
стронціаніт ⁸⁸ Sr	1,33E-05	4,08E-06	5,03E-07	5,76E-12
стронціаніт ⁹⁰ Sr	9,46E-10	2,90E-10	3,58E-11	4,26E-16

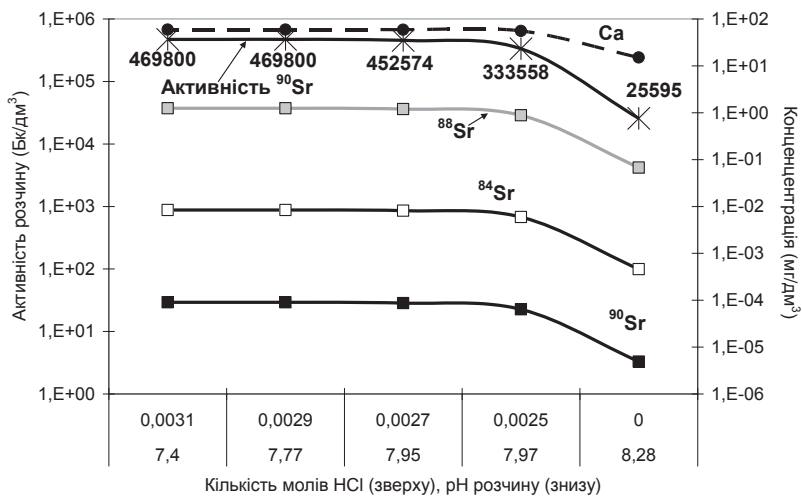


Рис. 4. Концентрація кальцію та ізоотопів стронцію в річковій воді (модель осадження)
Fig. 4. Calcium and strontium isotopes concentration in river water (co-precipitation model)

Ізотопний склад сполук стронцію для моделі осадження стронцію на карбонатах кальцію обчислено за даними з табл. 6 та 7 за формулою 9 і показано на рис. 5 та 6.

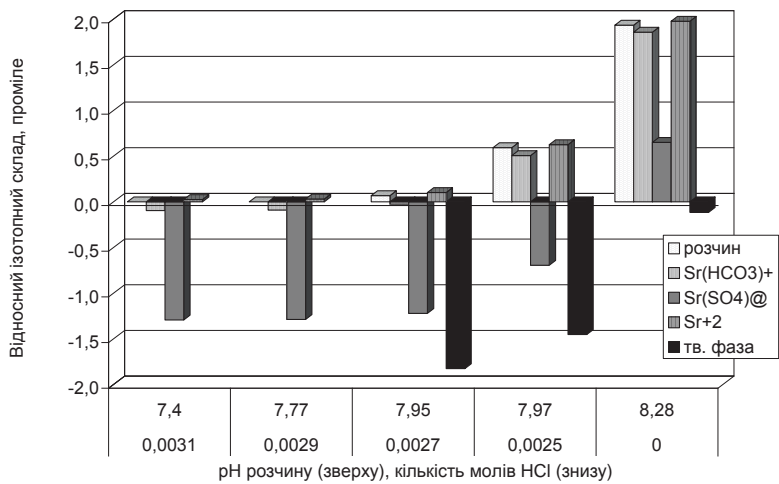


Рис. 5. Відносний ізотопний склад сполук Sr-84 (модель осадження)
 Fig. 5. Relative composition of Sr-84 compounds (co-precipitation model)

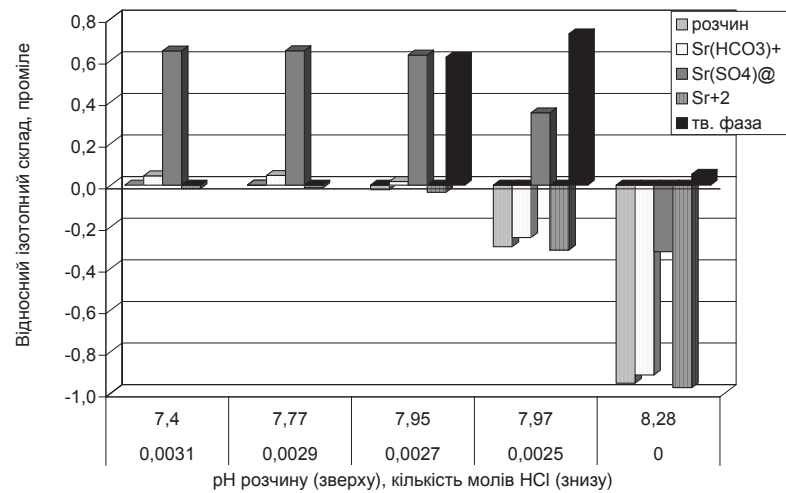


Рис. 6. Відносний ізотопний склад сполук Sr-90 (модель осадження)
 Fig. 6. Relative composition of Sr-90 compounds (co-precipitation model)

Результати моделювання осадження ізотопів стронцію з річкової води з різними рівнями pH показують, що додавання невеликої кількості іонів $^{m}\text{Sr}^{2+}$ (1,5 мг/л) до вихідного розчину (з реальним сольовим складом річкової води) призводить до утворення осаду карбонатів кальцію (кальциту й арагоніту). При цьому осад розчину збагачується ізотопом ^{90}Sr та збіднюється ізотопами стронцію з масовими числами 84, 86 і 87. Величина ізотопних ефектів, як і в попередньому випадку, приблизно відповідає теоретичній (при pH = 8,28).

Зазначимо, що для моделі осадження початкове відношення $^{90}\text{Sr}/^{88}\text{Sr}$ майже на чотири порядки вище, ніж для моделі розчинення, ізотопні ж ефекти – однакові (тобто не залежать від відносної концентрації ^{90}Sr в системі).

Теорія ізотопного обміну свідчить, що для ізотопно-обмінних систем елементів, атомна маса яких більша від ваги вуглецю, залежність ізотопних ефектів від її ізотопного складу є зникаюче малою. Таким чином, цей факт підтверджує взаємоузгодженість створеної бази термодинамічних характеристик ІФС стронцію.

Із наведеного випливає й те, що при моделюванні поведінки радіоактивних ізотопів елементів з атомною вагою, більшою від ваги вуглецю, з метою дослідження ізотопних ефектів, кількість яких у реальних системах дуже низька, для подолання апаратних обмежень нижньої межі кількості компонента необов'язково задавати їхні реальні концентрації.

При значеннях рН, нижчих від 7,95, осад уже не утворюється, тобто розчин стає недонасиченим стосовно кальцію та стронцію. При цьому його активність збільшується від початкового значення 25600 до 470000 Бк/дм³ і з дальшим зниженням рН утримується на одному рівні. Як і для моделі розчинення, в разі осадження ізотопів стронцію найважливішими його формами у розчині є ${}^m\text{Sr}^{2+}$, ${}^m\text{SrSO}_4^0$, ${}^m\text{SrHCO}_3^+$ та ${}^m\text{SrCl}^+$ (в порядку зменшення значення), а ізотопний склад розчину визначається перш за все іонами ${}^m\text{Sr}^{2+}$.

Висновки

Результати моделювання стронцієвих систем дають змогу стверджувати наступне.

І при розчиненні, й при осадженні ІФС стронцію спостерігаються ізотопні ефекти. Тверда фаза (стосовно розчину) збіднюється легкими ізотопами стронцію (${}^{84}\text{Sr}$, ${}^{86}\text{Sr}$ і ${}^{87}\text{Sr}$) та збагачується ${}^{90}\text{Sr}$. Отже, радіостронцій має тенденцію до утримання в твердій фазі. Максимальна величина ізотопних ефектів у системі тверда фаза–розчин не залежить від вихідного відношення ${}^{90}\text{Sr}/{}^{88}\text{Sr}$ в системі, відповідає теоретичним оцінкам і становить: для ${}^{84}\text{Sr}$ – 2,1%, для ${}^{90}\text{Sr}$ – близько +1%.

Найважливішими формами міграції стронцію в прісноводних середовищах є ${}^m\text{Sr}^{2+}$, ${}^m\text{SrSO}_4^0$, ${}^m\text{SrHCO}_3^+$ та ${}^m\text{SrCl}^+$ (в порядку зменшення значення). Ізотопний склад стронцію в розчині визначається перш за все іонами ${}^m\text{Sr}^{2+}$.

Термодинамічну базу ІФС стронцію створено на основі коректних розрахункових методів, вона є взаємоузгодженою та може використовуватися в майбутньому для моделювання геохімічної поведінки ізотопів стронцію.

Статтю було підготовлено за результатами виконання робіт у рамках договору «Розроблення теоретичних засад обчислення погоджених термодинамічних величин радіоізотопних форм сполук водню, вуглецю та стронцію у складі ПК Selektor-A та моделювання геохімічних систем за їхньої участі» (номер державної реєстрації 0197U009264), що фінансувався МНС України.

СПИСОК ЛІТЕРАТУРИ

1. *Environmental consequences of the Chernobyl Accident and their remediation: twenty years of experience* // Report of the Chernobyl Forum Expert Group 'Environment'. – Radiological assessment reports series, IAEA, Vienna, 2006. – 167 p.
2. *Перельман А. И.* Геохимия ландшафта. М.: Высшая школа, 1975. – 342 с.
3. *Russel W. A., Papanastassiou D. A., Tombrello T. A.* Ca isotope fractionation of the Earth and other solar system materials // *Geochim.Cosmochim.Acta.* – 1978. – v. 42. – p. 1075–1090.
4. *Хёфс Й.* Геохимия стабильных изотопов. М.: Мир, 1983. – 200 с.
5. *Karpov I. K., Chudnenko K. V., Kulik D. A.* Modeling chemical mass-transfer in geochemical processes: Thermodynamic relations, conditions of equilibria and numerical algorithms // *Amer. J. Sci.* – 1997. – v. 297. – p.767–806.

6. Kulik D. A., Dmitrieva S. V., Chudnenko K. V. et al. Selektor-A version 3.1-beta: Integrated program and database to calculate environmental geochemical equilibria by Gibbs energy minimization (User Manual) // Brooklyn-Kiev, 1997. – 278 p.
7. Гричук Д. В. Оценка свободных энергий Гиббса изотопных форм соединений // Геохимия. – 1987. – № 2. – С.178–191.
8. Термодинамические свойства индивидуальных веществ / Под ред. В. П. Глушко. М.: Наука, 1978–1981. – т. 1, – т. 2, – т. 3, – т. 4.
9. Князев Д. А. и др. Закономерности термодинамики изотопного обмена. Статистическая оценка достижимых коэффициентов разделения изотопов // ЖФХ – 1976. – Т. L, № 10. – С. 2504–2508.
10. Жаворонков Н. М., Князев Д. А., Ивлев А. А., Клинский Г. Д. Термодинамика реакций изотопного обмена // Успехи химии. – 1980. – Т.49, вып. 3. – С. 385–419.
11. Шибецкий Ю. А. Коэффициенты фракционирования изотопов плеяды углерода // Доповіді НАНУ. – 1998. – № 3. – С. 140–146.
12. Синицин В. А. и др. Компьютерные физико-химические модели растворимости горячих частиц в природных водах 30-километровой зоны ЧАЭС // Чернобыль, 1992. – 49 с. Препринт НПО «Припять».

ФИЗИКО-ХИМИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ПОВЕДЕНИЯ ИЗОТОПОВ СТРОНЦИЯ В РЕЧНЫХ ВОДАХ ЗОНЫ ОТЧУЖДЕНИЯ

Ю. А. Шибецкий, И. Л. Колябина

Созданы и верифицированы радиогеохимические модели растворения и осаждения изотопных форм соединений стронция в пресноводных средах зоны отчуждения. Установлено, что изотопные эффекты будут наблюдаться как при растворении, так и при осаждении изотопных форм стронция. Для обеих моделей твердая фаза (относительно раствора) обедняется легкими изотопами стронция (^{84}Sr , ^{86}Sr и ^{87}Sr) и обогащается ^{90}Sr . Изотопный состав стронция в растворе определяется изотопным составом иона $^{m}\text{Sr}^{2+}$.

A PHYSICAL-CHEMICAL MODELING OF STRONTIUM ISOTOPES BEHAVIOR IN CHERNOBYL EXCLUSION ZONE FRESH WATER

Y. A. Shybetzkyi, I. L. Koliabina

Radiogeochemical models for dissolution and sedimentation of isotopic forms of strontium compounds in the exclusion zone's freshwater environments were created and verified. It was established that isotope effects shall be observed both during dissolution and deposition of strontium isotopic forms. For both models, solid phase (with respect to the solution) is depleted by light isotopes of strontium (^{84}Sr , ^{86}Sr and ^{87}Sr) and enriched by ^{90}Sr . Isotopic composition of strontium in the solution is governed by isotopic composition of ion $^{m}\text{Sr}^{2+}$.

МЕТОДЫ РЕШЕНИЯ ПРОБЛЕМ ДЕФИЦИТА БЕЗОПАСНОСТИ СИСТЕМ ХРАНЕНИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Н. А. Карпенко, В. В. Соловьев

ГСП «Чернобыльская АЭС»

Технологическая сложность пьюрекс-процессов, используемых при переработке отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), а также их энергоемкость и необходимые ресурсозатраты на реализацию технологического цикла обуславливают ограниченную мощность комплексов по переработке ОЯТ. В настоящее время не реализуются проекты по переработке ОЯТ и производству МОХ-топлива (англ. Mixed-Oxide fuel) как на территории Украины, так и на территории СНГ, что, в свою очередь, усложняет процесс развития ядерной энергетики в данном регионе. В дальнейшем по истечении срока эксплуатации действующих реакторов проблема обращения с ОЯТ может приобрести острый характер. При таких обстоятельствах строительство и по возможности усовершенствование систем хранения ОЯТ и обращения с ним будет являться необходимостью.

С учетом высокой стоимости указанных мероприятий актуальным является вопрос поиска альтернативных инженерно-технических способов решения проблемы обращения с ОЯТ.

Ключевые слова: ядерная безопасность, хранилище ядерного топлива, энерговыработка

Введение

В перспективе одним из шагов на пути решения проблемы может стать пересмотр требований к безопасности систем хранения ОЯТ и обращения с ним. В Украине такими системами являются приреакторные бассейны выдержки АЭС, хранилище отработавшего ядерного топлива мокрого типа Чернобыльской АЭС, сухое хранилище отработавшего ядерного топлива Запорожской АЭС и находящееся на стадии строительства и введения в эксплуатацию хранилище отработавшего ядерного топлива сухого типа Чернобыльской АЭС. Эксплуатация систем хранения ОЯТ и обращения с ним предполагает определенный комплекс процедур, направленных на обеспечение ядерной безопасности. При проектировании, модификации или изменении регламентов эксплуатации систем хранения основное внимание уделяется анализу ядерной безопасности (ЯБ) как основному критерию возможности эксплуатации данных объектов.

Концептуальные подходы при анализе ядерной безопасности систем хранения ОЯТ

Целью анализа ядерной безопасности является оценка размножающих свойств систем хранения ОЯТ для определенной геометрии расположения ядерного топлива и распределения ядерного материала при нормальной эксплуатации, нарушениях нормальной эксплуатации и проектных авариях. Анализ ЯБ систем хранения ОЯТ выполняется в соответствии с требованиями нормативных документов Украины, согласно которым необходимо использовать исключительно консервативные модели таких систем [3], [4]. Следовательно, особенностью консервативного подхода при анализе ЯБ является существенное отличие модели от реальной системы хранения ОЯТ, вызванное выбором наиболее неблагоприятных с точки зрения ядерной безопасности параметров системы на каждом этапе построения рабочих моделей.

Н. А. Карпенко, В. В. Соловьев, 2014

При анализе ЯБ можно использовать альтернативный подход, основанный на создании моделей с более реалистичными исходными параметрами системы. Такие модели также имеют значительную степень консерватизма и завышенные по сравнению с реальными расчетные значения размножающих свойств систем хранения.

Сравнивая «консервативные» модели и модели, созданные на основе реалистичного подхода, необходимо отметить, что первые имеют значительную степень огрубления. Консервативный подход требует пошагового отбора и использования оптимальных значений параметров с точки зрения размножающих свойств системы. Это упрощает задачу построения расчетной модели и дает возможность использовать ее как универсальную для различных конфигураций загрузки систем хранения ОЯТ. В результате при анализе ЯБ систем хранения ОЯТ необходимо оперировать моделями с неограниченной степенью консерватизма. В то же время данный подход приводит к существенному завышению расчетных значений эффективного коэффициента размножения нейтронов ($K_{эфф}$) и, как следствие, к высокой вероятности превышения допустимого значения этого параметра, что делает невозможным использование системы хранения с точки зрения ядерной безопасности.

При использовании реалистичного подхода модели могут иметь меньшую степень огрубления и большее количество элементов, чем определяют степень своей сложности при построении. В этом случае расчетные значения $K_{эфф}$ завышены в меньшей мере по сравнению с оцененными размножающими характеристиками при использовании консервативного подхода и позволяют более точно оценить размножающие свойства систем хранения ОЯТ.

Параметры моделей систем хранения ядерного топлива

Если говорить о параметрах систем хранения ОЯТ, оказывающих основное влияние на изменение $K_{эфф}$, то первоочередным фактором необходимо считать изотопный состав ОЯТ. Изменения размножающих свойств системы хранения топлива в наибольшей степени зависят от концентрации отдельных изотопов U и Pu. Самое значительное влияние на значение $K_{эфф}$ системы хранения ОЯТ оказывает изменение концентрации следующих пяти изотопов: ^{235}U , ^{238}U , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu [1]. На рис. 1 приведены результаты расчетов $K_{эфф}$ с учетом различного набора изотопов, входящих в состав модели ОЯТ. При увеличении количества изотопов, присутствующих в моделях ОЯТ, значение $K_{эфф}$ уменьшается, что указывает на проявление свойств поглотителей нейтронов у большинства изотопов, используемых в модели. Такие параметры, как обогащение, глубина выгорания топлива, неравномерность нейтронного потока в активной зоне реактора, время выдержки топлива являются определяющими при оценке концентрации изотопов в ОЯТ, а следовательно, и его размножающих свойств.

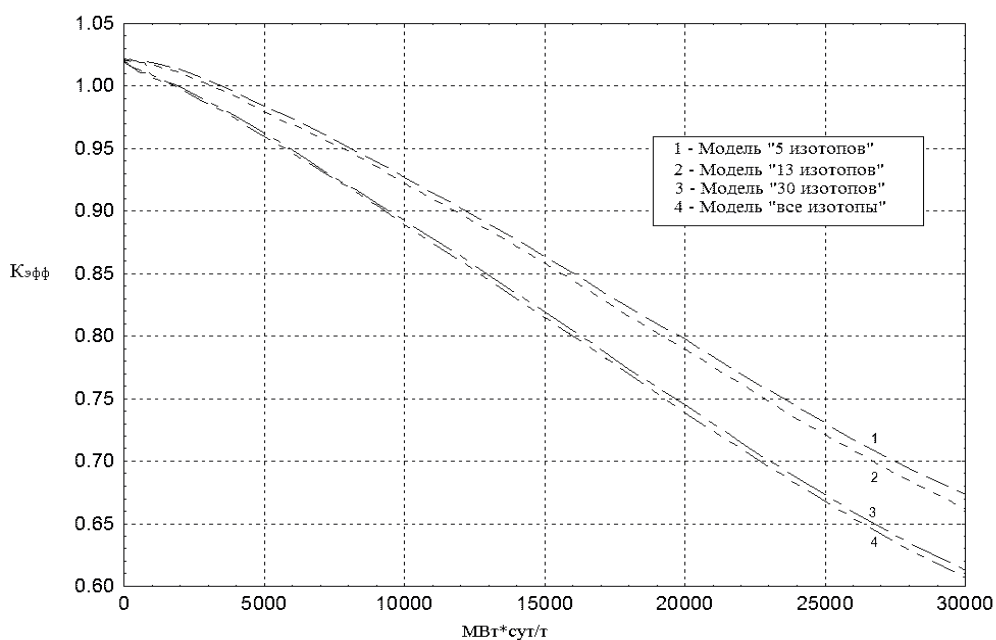


Рис. 1. Зависимость $K_{эфф}$ от количества изотопов, используемых в модели ОЯТ

Далее для наглядности представим сравнительный анализ размножающих свойств системы при заполнении ее ОЯТ с различной глубиной выгорания (рис. 2), проведенный нами в рамках выполнения работы [2].

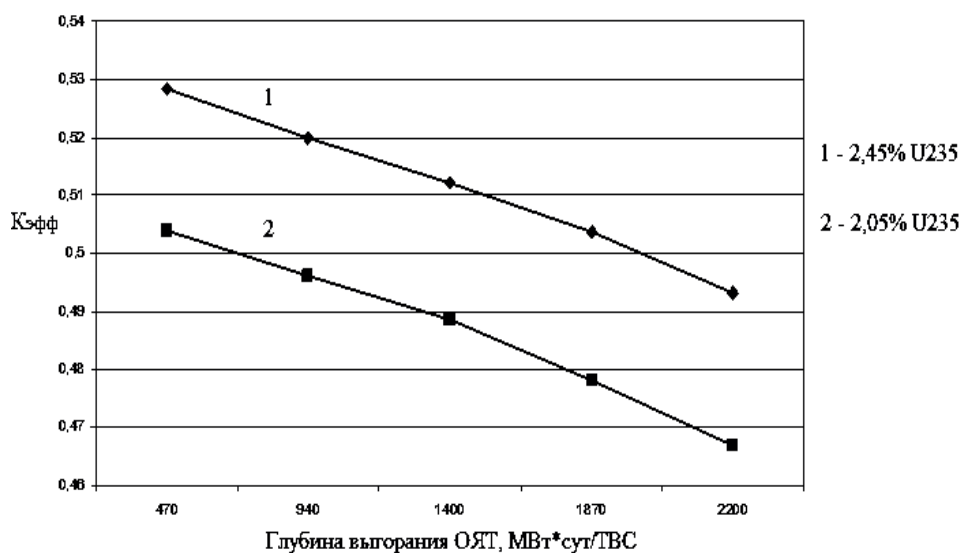


Рис. 2. Зависимость $K_{эфф}$ от глубины выгорания ОЯТ

На рис. 2 прослеживается зависимость значений $K_{эфф}$ системы хранения от разницы глубины выгорания ядерного топлива, определенной различными условиями эксплуатации тепловыделяющих сборок. Размножающие свойства возрастают с увеличением обогащения и уменьшением глубины выгорания.

Фактические размеры и материалы исполнения систем хранения ОЯТ являются исходными параметрами при построении моделей. В отличие от других параметров системы хранения, значение которых определяется степенью консерватизма модели, геометрические параметры имеют фиксированные значения. Следовательно, число вариаций распределения ядерного материала в системе хранения и его количество ограничены.

Согласно требованиям нормативных документов Украины, ядерная безопасность должна обеспечиваться именно за счет безопасной геометрии расположения ядерного материала в границах системы хранения ОЯТ [3, 4]. Варьирование расположения изделий, содержащих ядерный материал, является основным путем достижения целей ЯБ. При необходимости размещения ядерного материала количеством больше регламентированного может возникнуть дефицит безопасности.

Таким образом, размножающие способности систем хранения главным образом определяются изотопным составом ядерного материала и геометрией его расположения.

Как следствие, при эксплуатации систем хранения существует первоочередная необходимость контроля данных параметров.

Анализ ядерной безопасности систем хранения ядерного топлива без учета глубины выгорания топлива

При выполнении анализа ядерной безопасности систем хранения ОЯТ без учета глубины выгорания в расчет принимается свежее топливо. Как показано на рисунке 2, размножающие свойства системы хранения имеют резкую зависимость от глубины выгорания ОЯТ. Имея в системе хранения топливо с различной глубиной выгорания и не учитывая этот параметр при моделировании, мы делаем консервативное допущение, которое приводит к значительному завышению расчетных значений $K_{эфф}$. При этом отметим, что анализ ядерной безопасности проводится с учетом условий, при которых система хранения имеет максимальный $K_{эфф}$. [4] Поэтому в данной ситуации значения абсолютно всех варьируемых параметров вносят неограниченную долю консерватизма в модели систем хранения ОЯТ.

Результатом реализации такого подхода при анализе ядерной безопасности может быть превышение допустимого значения $K_{эфф}$. В качестве примера можно привести анализ безопасности хранилища отработавшего ядерного топлива (ХОЯТ-1), проводившийся без учета глубины выгорания. В данном случае при аварийных ситуациях коэффициент размножения нейтронов превышает 0,95. Максимальное значение коэффициента размножения нейтронов было получено в случае нарушения условий нормальной эксплуатации и составило: $K_{эфф} \pm \sigma = 1,02165 \pm 0,00043$. Аналогичное значение $K_{эфф}$ при расчете с учетом глубины выгорания ОЯТ: $K_{эфф} \pm \sigma = 0,944910 \pm 0,00010$. [1]. При выполнении работ по обоснованию ядерной безопасности приреакторных бассейнов выдержки блоков №№ 1, 2 Государственного специализированного предприятия (ГСП) ЧАЭС с учетом глубины выгорания ОЯТ максимальный $K_{эфф} \pm \sigma = 0,92144 \pm 0,00011$. В случае, когда энерговыработка ядерного топлива не была бы использована как параметр, в данной работе максимальное значение составляло бы: $K_{эфф} \pm \sigma = 1,02435 \pm 0,00068$ [2].

В случае невозможности обеспечения ЯБ системы хранения для дальнейшей эксплуатации хранилища необходимо устранить дефицит безопасности. Поскольку геометрия расположения ядерного материала в системе хранения является главным

фактором, обеспечивающим ядерную безопасность, одним из вариантов решения данной проблемы может быть реконструкция хранилища. Это позволит изменить относительное расположение изделий, содержащих ядерный материал, и тем самым повысит уровень ядерной безопасности системы хранения ОЯТ.

Однако необходимо учитывать, что модификация системы хранения ОЯТ может занимать длительный срок, так как предполагает большой объем работ, соизмеримый с объемом работ при строительстве новой системы хранения ОЯТ. В связи с этим также может возникнуть проблема временного хранения ядерного топлива на период реконструкции. Наряду с реконструкцией самой системы хранения ОЯТ с большой вероятностью может возникнуть необходимость модификации оборудования и систем, предназначенных для обращения с ядерным топливом. Таким образом, для реконструкции системы хранения ОЯТ необходимо затратить определенный объем ресурсов собственно на саму реконструкцию, модификацию систем обращения с ядерным топливом и на обеспечение временного хранения ядерного материала на период реконструкции системы. Очевидно, что финансовые затраты на реализацию подобных проектов очень велики.

Анализ ядерной безопасности систем хранения ядерного топлива с учетом глубины его выгорания

Другим способом решения проблемы дефицита безопасности может стать анализ ядерной безопасности систем хранения ОЯТ с учетом глубины выгорания ОЯТ. Данный метод регламентирован государственными нормами и позволяет производить анализ ЯБ с достаточно высокой степенью консерватизма моделей системы хранения.

Данный метод предполагает разделение ядерного топлива на отдельные группы относительно глубины выгорания. В свою очередь, глубина выгорания ядерного топлива определяет его изотопный состав и, как следствие, размножающие свойства. Таким образом, модель системы хранения имеет большое количество элементов, что приводит к увеличению группы сложности модели и исследовательских работ. В результате возрастает время формирования расчетных моделей и время, необходимое для проведения расчетов.

Консерватизм данных моделей определяется теми же допущениями при формировании расчетных моделей, что и в случае анализа ядерной безопасности без учета глубины выгорания ОЯТ. Дополнительный консерватизм, как правило, определяется при формировании картограммы загрузки систем хранения путем замены некоторого количества моделей ядерного топлива аналогичными, имеющими при этом лучшие размножающие способности и меньшую глубину выгорания. Нужно отметить, что рассчитанные значения $K_{эфф}$ моделей, построенных с учетом глубины выгорания ОЯТ, существенно завышены по сравнению с реальными. Степень консерватизма таких моделей достаточно велика.

Учет глубины выгорания ядерного топлива при анализе ЯБ систем хранения ОЯТ дает возможность более точно оценить ядерно-физические параметры таких систем. Несмотря на значительное завышение, рассчитанные с учетом глубины выгорания ОЯТ значения $K_{эфф}$ ближе к реальным по сравнению с $K_{эфф}$ системы, рассчитанной без учета данного параметра. Такой подход позволяет увеличить уровень ЯБ при анализе систем хранения ОЯТ без необходимости реконструкции.

Согласно требованиям нормативных документов Украины в случае использования глубины выгорания как параметра ЯБ ее контроль должен осуществляться с помощью специальных установок [3, 4]. Принцип работы технических средств измерения глубины выгорания ОЯТ должен основываться на измерении параметров, пропорционально зависящих от искомой характеристики. Рассмотрим

возможные для использования методы натурного измерения уровня глубины выгорания ОЯТ.

Принципы измерений изотопного состава отработанного ядерного топлива

Полная активность топлива зависит от глубины выгорания и времени выдержки. Следовательно, измерение интенсивности γ -излучения отдельных долгоживущих изотопов, которые являются продуктами деления, может служить средством оценки глубины выгорания топлива.

В табл. 1 показан вклад основных изотопов в полную активность отработавшего топлива. Для определения глубины выгорания необходимо основываться на изотопах, вносящих наибольший вклад в общую активность. Это позволит уменьшить время натурных измерений и устранил необходимость использования аппаратуры с большой разрешающей способностью. Концентрация используемого изотопа должна быть определена лишь делением изотопов урана и плутония. Как следствие, сечение захвата нейтронного излучения используемым изотопом должно быть мало. Энергия γ -излучения должна быть достаточно высокой для исключения полного внутреннего поглощения γ -кванта материалами отработавших тепловыделяющих сборок (ОТВС).

Таблица 1. Радиационные характеристики изотопов, входящих в состав ОЯТ [1]

Изотоп	¹³⁷ Cs	^{137m} Ba	⁹⁰ Sr	⁹⁰ Y	²⁴¹ Pu	¹⁴⁷ Pm
Активность, Бк	1,46·10 ¹⁴	1,46·10 ¹⁴	1,10·10 ¹⁴	1,10·10 ¹⁴	1,06·10 ¹⁴	4,81·10 ¹³
%	19,8	19,8	15,2	15,2	14,3	6,5
Изотоп	¹³⁴ Cs	⁸⁵ Kr	¹⁰⁶ Ru	¹⁰⁶ Rh	¹⁴⁴ Ce	—
Активность, Бк	1,60·10 ¹³	1,47·10 ¹³	6,0·10 ¹²	6,0·10 ¹²	3,0·10 ¹²	—
%	2,2	1,3	0,9	0,9	0,4	—

Наиболее предпочтительным изотопом для определения глубины выгорания топлива является ¹³⁷Cs с периодом полураспада 30,17 лет, который претерпевает β -распад, в результате чего образуется стабильный изотоп бария ¹³⁷Ba:



В 94,4% случаев распад происходит с промежуточным образованием ядерного изомера ^{137m}Ba с периодом полураспада 2,55 мин, который, в свою очередь, переходит в основное состояние с испусканием γ -кванта с энергией 661,7 кэВ (или конверсионного электрона с энергией 661,7 кэВ, уменьшенной на величину энергии связи электрона). Данный изотоп не входит в состав конструкционных материалов тепловыделяющих сборок (ТВС), а нарабатывается по мере энерговыработки в процессе эксплуатации энергоблоков, что облегчает его использование в данных целях.

Так, определение глубины выгорания может быть основано на зависимости от концентрации изотопов, активность которых можно измерить. Для наглядности на рис. 3 приведены некоторые примеры расчетов изотопа ¹³⁷Cs в составе ОТВС Чернобыльской АЭС с одинаковым обогащением по ²³⁵U и выдержкой 25 лет для разных значений глубины выгорания топлива.

Корреляционная зависимость также прослеживается между изотопным составом ОЯТ и его полным энерговыделением. В табл. 2 приведены изотопы, вносящие основной вклад в остаточное энерговыделение ядерного топлива.

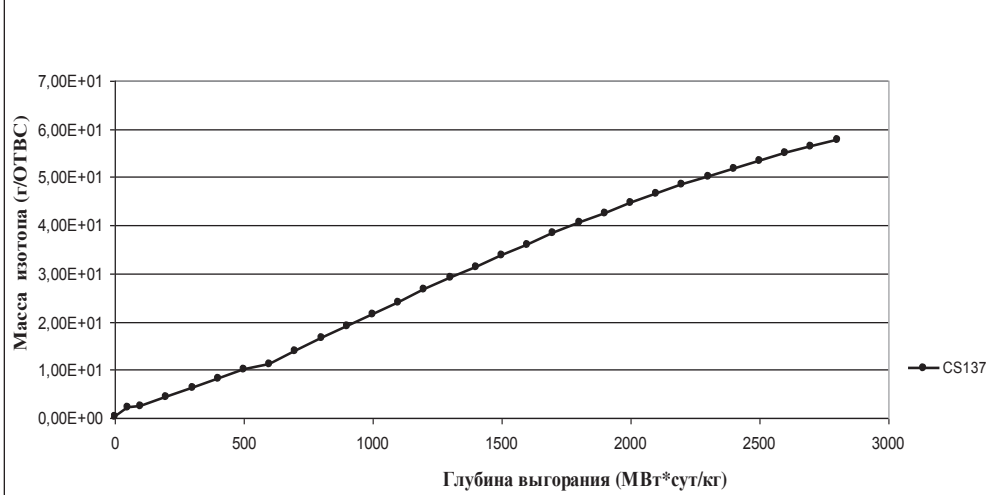


Рис. 3. Зависимость массы изотопов ^{137}Cs от глубины выгорания ОЯТ

Таблица 3. Калориметрические характеристики изотопов, входящих в состав ОЯТ

Изотоп	^{90}Y	$^{137\text{m}}\text{Ba}$	^{137}Cs	^{134}Cs	^{90}Sr	^{238}Pu
Энерговыделение, Вт	16,3	15,4	4,49	4,41	3,42	1,61
%	30,5	28,3	8,5	8,0	6,4	3,4
Изотоп	^{106}Rh	^{241}Am	^{244}Cm	^{154}Eu	^{240}Pu	–
Энерговыделение, Вт	1,56	1,43	1,35	0,81	0,82	–
%	3,0	2,6	2,4	1,5	1,5	–

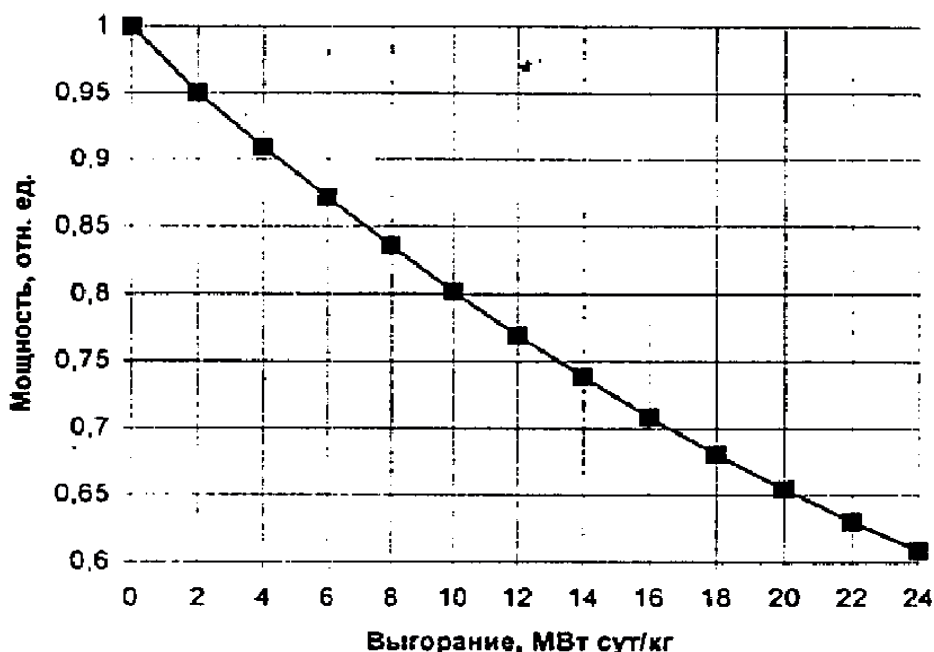


Рис. 4. Зависимость мощности энерговыделения ТВС от глубины выгорания

Определенное энерговыделение отработавшего ядерного топлива соответствует известному количественному изотопному составу [5]. Соответственно, оценка глубины выгорания топлива может производиться путем измерения его остаточного тепловыделения. На рис. 4 мы можем отследить зависимость относительного изменения мощности ТВС по кампании с увеличением глубины выгорания [6].

Калориметрический анализ представляет собой измерение скорости нагрева материала при радиоактивном распаде изотопов и определение их количества с использованием коэффициентов связи тепловой мощности и массы элементов. Данный подход может быть реализован благодаря тому, что почти вся энергия, связанная с самопроизвольным распадом радиоактивных изотопов, поглощается в виде теплоты, которая может быть измерена с помощью калориметров.

Измерение полного выхода нейтронов из ОТВС также может быть использовано для определения глубины выгорания топлива и имеет определенные преимущества. В результате исследований выбраны группы изотопов, участвующих в цепной реакции, и актиниды, имеющие наибольшее влияние на $K_{эфф}$ системы хранения ОЯТ [1]. Этот набор изотопов является определяющим для количества нейтронов, испускаемых ОТВС. В свою очередь, мы провели расчет количества данных изотопов в отработавшем топливе в зависимости от глубины выгорания.

На рис. 5 видно, что с увеличением глубины выгорания количество изотопов, способствующих увеличению нейтронного потока, уменьшается. Следовательно, уровень фона нейтронного излучения отработавшего топлива зависит от изотопного состава, а соответственно, и от глубины выгорания топлива.

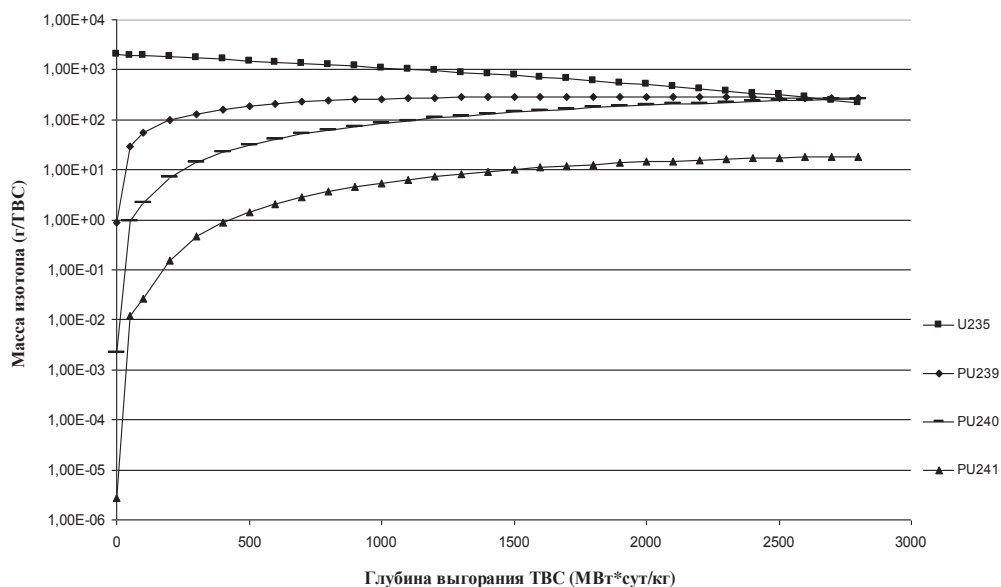


Рис. 5. Зависимость массы изотопов, оказывающих основное влияние на изменения нейтронного потока системы, от глубины выгорания ТВС

Подробное исследование вышеизложенного перечня зависимостей характеристик отработавшего топлива от глубины выгорания дает теоретическую основу для проектирования систем натурного измерения данного параметра. Разработка и техническое выполнение таких установок не представляют особой сложности, так как предполагают определение параметров, широко распространенных в современной измерительной технике. Также не предполагается большой объем ресурсозатрат, необходимых для производства таких установок ввиду небольшого количества и простоты составляющих систем.

Выводы

Подводя итоги, скажем, что в случае возникновения дефицита безопасности систем хранения ОЯТ существуют два пути решения проблемы, позволяющие эксплуатировать данные объекты в рамках требований нормативных документов. Первый из них – реконструкция системы хранения, требующая большого количества ресурсов. Наряду с работами по реконструкции необходимы затраты на временное хранение топлива. Для ввода в эксплуатацию реконструированной системы хранения требуется анализ безопасности данной системы и ее оборудования, а также сопутствующий комплекс необходимых мероприятий. В дальнейшем формирование реальной загрузки системы хранения требует финансирования для транспортировки и установки на штатные места хранения ядерного топлива. Итоговые финансовые затраты на реконструкцию системы хранения могут быть соизмеримы с затратами, необходимыми для ее сооружения.

Альтернативным решением проблемы дефицита безопасности может стать учет глубины выгорания ядерного топлива при анализе ядерной безопасности систем хранения. Это представляет некоторую сложность при выполнении самого анализа, а также приводит к необходимости контроля глубины выгорания топлива путем натурных измерений. Однако, как сказано выше, проведение контроля глубины выгорания

ядерного топлива не предполагает больших финансовых затрат даже с учетом разработки и производства измерительных систем. В качестве примера можно привести сравнение начальной оценочной стоимости проекта строительства ХОЯТ-2 ЧАЭС, которая в 35 раз превосходит стоимость установки по контролю глубины выгорания. В настоящее время с учетом всех непредвиденных обстоятельств и производственных потребностей оценочная стоимость проекта по завершению строительства ХОЯТ-2 ЧАЭС многократно возросла. Таким образом, видно явное преимущество финансовой составляющей части в случае использования глубины выгорания ядерного топлива как параметра при выполнении анализа ядерной безопасности систем хранения ОЯТ.

Учет глубины выгорания ядерного топлива при проведении анализа ядерной безопасности систем хранения при своих незначительных недостатках является единственной альтернативой реконструкции хранилища, требующей колоссальных финансовых затрат и времени реализации.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Отчет по анализу безопасности хранилища отработавшего ядерного топлива (ХОЯТ-1). Ядерная безопасность.*
2. *Отчет по обоснованию ядерной безопасности приреакторных бассейнов выдержки блоков №№ 1, 2 с учетом глубины выгорания ОЯТ.*
3. *ПБЯ-06-09-90. Правила ядерной безопасности при хранении и транспортировке ядерноопасных делящихся материалов.*
4. *ПНАЭ Г-14-029-91. Правила безопасности при хранении и транспортировке ядерного топлива на объектах атомной энергетики.*
5. *Отчет 5.1251. Радиационные характеристики отработавшего топлива Чернобыльской АЭС. (версия 2). – М., 2005.*
6. *Отчет 16.900. Исходные данные для проектирования хранилища отработанного ядерного топлива Чернобыльской АЭС, 1997.*

МЕТОДИ ВИРІШЕННЯ ПРОБЛЕМ ДЕФЦИТУ БЕЗПЕКИ СИСТЕМ ЗБЕРІГАННЯ ЯДЕРНОГО ПАЛИВА

М. А. Карпенко, В. В. Соловійов

Технологічна складність п'юрекс-процесів, які використовуються при переробці відпрацьованого ядерного палива (ВЯП), а також їхня енергоємність і необхідні ресурсозатрати на реалізацію технологічного циклу зумовлюють обмежену потужність комплексів по переробці відпрацьованого ядерного палива. В нинішній час не реалізуються проекти з переробки ВЯП та виробництва МОХ-палива (англ. Mixed-Oxide fuel) як на території України, так і на території СНД, що, в свою чергу, ускладнює процес розвитку ядерної енергетики в цьому регіоні. Надалі, після закінчення терміну експлуатації діючих реакторів, проблема поводження з ВЯП може набути гострого характеру. За таких обставин будівництво й по можливості вдосконалення систем зберігання ВЯП та поводження з ним буде доконечне потрібним.

Враховуючи великі витрати, необхідні для вказаних заходів, актуальним є питання пошуку альтернативних інженерно-технічних способів вирішення проблеми поводження з ВЯП.

Ключові слова: ядерна безпека, сховище ядерного палива, глибина вигорання

METHODS FOR SOLVING DEFICIT PROBLEMS OF SAFETY NUCLEAR FUEL STORAGE SYSTEMS

M. A. Karpenko, V. V. Soloviov

Technological complexity of PUREX processes, used in the reprocessing of spent nuclear fuel (SNF), and their energy consumption and resource consumption required for the implementation of the

technology cycle, is cause of limited power complexes to reprocess spent nuclear fuel. At this time, no projects on reprocessing and production of mixed-oxide fuel, both in Ukraine and in the CIS countries, which, in turn, complicates the development of nuclear energy in the region. In the future time, upon the expiration of the operation of existing reactors, the problem of SNF may acquire acute. In these circumstances, the constructing and, if possible, upgrade of storages SNF will be need.

Given the high cost of these activities, important question is to search for alternative engineering solutions to the problem of SNF.

Keywords: nuclear safety, nuclear fuel storage, power production

ВПЛИВ ПРОЦЕСУ ЦВІТІННЯ РОСЛИН НА ЗМІНУ ОБ'ЄМНОЇ АКТИВНОСТІ ^{137}Cs У ПРИЗЕМНОМУ ШАРІ АТМОСФЕРИ ЗОНИ ВІДЧУЖЕННЯ

К. І. Смірнова

*ДСП «Чорнобильський спецкомбінат», ВК РЕМ та РДК «Екоцентр»,
м. Чорнобиль*

У роботі представлено результати дослідження впливу процесу цвітіння рослин на зміну об'ємної активності радіонуклідів у приземному шарі повітря зони відчуження. Наведено дані щодо часового проміжку даного впливу та механізми дії.

Ключові слова: весняний період, підвищення об'ємної активності радіонуклідів, пилок, середньорічні показники, приземний шар повітря

Метою дослідження було вивчення впливу процесу цвітіння рослин на коливання об'ємної активності ^{137}Cs у приземному шарі повітря зони відчуження.

Потреба вивчення цього питання з'явилася у зв'язку зі змінами, які відбулися на території зони відчуження. Однією з таких змін є заростання вільних площин. З огляду на те, що зона відчуження займає площу 2600 км^2 та розташована у районах Полісся, де лісистість досягає 60%, рослинність почала впливати на радіоекологічну ситуацію приземного шару повітря. Переважна частина (63%) видового складу лісів припадає на хвойні породи (сосна), інша частина – на листяні породи (дуб, граб, береза, вільха) [4].

Ці рослини можуть накопичувати значну кількість радіоактивних речовин, зокрема ^{90}Sr та ^{137}Cs [8]. За підрахунками вчених, на території зони відчуження в різних компонентах природних екосистем зосереджено $5,5 \text{ ПБк } ^{137}\text{Cs}$, $2,5 \text{ ПБк } ^{90}\text{Sr}$, $0,1 \text{ ПБк}$ трансуранових елементів (ТУЕ) [1].

Радіоактивні речовини надходять до рослин двома основними шляхами – через наземні органи (некореневе, або аеральне надходження) і через кореневу систему з ґрунту (кореневе надходження).

Частина поглинених радіоактивних речовин може залишатися на місці проникнення їх у рослину, а частина, що включається в транспортні системи, може пересуватися та накопичуватися в усіх органах [9], в тому числі й генеративних.

Включаючись до біохімічного циклу, радіонукліди фіксуються рослинністю на певний проміжок часу. Далі разом із розвитком рослинності нукліди проходять усі стадії міграції, після відмирання рослин потрапляють в осад, після розкладання якого переходять у водорозчинний стан і знову включаються до біологічного циклу.

Відомо, що сталий рослинний покрив затримує твердий стік, екранує частину поверхні ґрунту. Але треба зазначити, що сукупність захисту ґрунтового покриву від ерозії та розвитку дефляції – це не єдиний прояв впливу рослинності на рівень концентрації радіонуклідів у повітрі. Підвищення концентрації часто збігається з такими етапами фенологічного розвитку окремих груп рослин, як цвітіння [2].

Схожі дослідження щодо впливу цвітіння рослин на підвищення об'ємної активності радіонуклідів у приземному шарі повітря провадилися В. Д. Савицьким. У своїх статтях [10, 11] він порівнював дані про періодичне підвищення радіоактивного фону в атмосфері Чорнобильського регіону з рівнем вмісту пилку в повітрі м. Києва.

Помічено збіг максимальної концентрації пилку сосни та підвищення рівня радіоактивності [9, 10].

У 1992 р. в Мюнхені, коли в повітрі багатьох регіонів Західної Європи детектувалися ^{137}Cs та ^{134}Cs , фахівцями цих країн було проведено дослідження причин появи цих радіонуклідів у приземному шарі атмосфери. Результати вказували на пилок хвойних, він мав активність понад 600 Бк/кг і співвідношення радіонуклідів ^{137}Cs та ^{134}Cs чорнобильського походження [12].

Подібні роботи з аналізу впливу цвітіння на підвищення об'ємної активності ^{137}Cs у приземному шарі атмосфери було проведено в зоні відчуження.

У цій роботі використано дані вимірювального комплексу радіаційно-екологічного моніторингу та радіаційно-дозиметричного контролю «Екоцентр» (БК РЕМ та РДК «Екоцентр»), отримані в результаті виконання регламентних робіт з моніторингу радіоактивного забруднення приземного шару атмосфери.

Робота ґрунтується на даних з об'ємної активності радіонуклідів у приземному шарі атмосфери за період 2003–2013 рр.

Вимірювання виконувалися відділом лабораторних методів досліджень БК РЕМ та РДК «Екоцентр» згідно із затвердженими інструкціями та методиками. Зважування зразків до та після прокачування повітря здійснювалося за допомогою вагів третього класу точності «Kern EW 3000–2М». Похибка спектрометричних, радіометричних та радіохімічних аналізів не перевищувала 20% [15].

Для аналізу було обрано п'ять пунктів спостереження, розташованих на різній відстані та в напрямках від технологічних об'єктів зруйнованого блока ЧАЕС.

Пункт спостереження «Машеве» розташовано на відстані 11 км на схід. У межах до 800 м від пункту ростуть різні культури (лоза, садові культури).

Пункт спостереження «Старосілля» розташовано на відстані 9 км на південний захід. У межах до 400 м є насадження сосни.

Пункт спостереження «Копачі» розташовано на відстані 5 км на південь. Він знаходиться всередині вільної задернованої площини, до найближчого лісового масиву – до 700 м.

Пункт спостереження «Чистоголівка» розташовано на відстані 7 км на південний схід. Найближчий лісовий масив (сосновий ліс) знаходиться на відстані до 5 м.

Пункт спостереження «Нафтобаза» розташовано на відстані 2 км. Лісових масивів у радіусі до 3 км немає. Схематичне розташування пунктів спостереження наведено на рис. 5 кольорової вкладки.

Різний напрямок розташування щодо технологічних об'єктів зменшує можливість одночасного збільшення об'ємної активності радіонуклідів у приземному шарі повітря через вітрове перенесення.

Загалом на зміну об'ємної активності радіонуклідів у приземному шарі атмосфери зони відчуження впливають:

- технологічні процеси на майданчиках ЧАЕС;
- роботи з поводження з РАВ;
- пожежі.

Було виявлено, що 85% значень, які перевищують середньорічну об'ємну активність по ^{137}Cs , припадають на другу-третю декади травня.

Весняне підвищення об'ємної активності ^{137}Cs спостерігається щорічно, але максимальне значення «піків», яке перевищує середньорічне значення в 10 та більше разів, з'являється з періодичністю в два роки.

На рис. 6 кольорової вкладки наведено графічні дані різкого збільшення об'ємної активності ^{137}Cs у приземному шарі атмосфери, які найчіткіше відображають зазначену тенденцію.

Об'ємна активність ^{137}Cs у приземному шарі атмосфери збільшувалася до значень, які перевищували середньорічний показник більш ніж у 65 разів. Так, у травні

2005 р. на пункті спостереження «Чистогогалівка» було зафіксовано об’ємну активність ^{137}Cs , яка перевищила середньорічний показник у 66 разів, на пункті спостереження «Машеве» – у 46 разів, на пункті спостереження «Старосілля» та «Копачі» – у 50 разів. Подібну тенденцію відзначено й в інші роки проаналізованого періоду.

Для визначення природи даного явища було проаналізовано метеорологічні умови цього часового періоду. Дані наведено у табл. 1.

Таблиця 1. Метеорологічні умови, які фіксувалися у період підвищення об’ємної активності ^{137}Cs у приземному шарі атмосфери

Рік	Мі- сяць	Дека- да	t° повіт- ря	середня t° повітря за 10 років	t° поверх- ні грунту	Воло- гість, %	Швидкість вітру			Опади, мм
							Нап- равле- ння	Серед- ня, м/с	Мак- сима- льна, м/с	
2003	5	2	18,2	15,2	21,6	64	Пд	2,0	10	23,6
2003	5	3	20,5	15,9	24,9	59	ПдС	1,6	9	5,9
2005	5	2	14,2	15,2	16,8	63	Пд	2,2	13	6,2
2005	5	3	20,7	15,9	25,7	69	Пн	1,5	11	8,5
2007	5	2	18,7	15,2	22,1	62	Пд	1,7	12	3,8
2007	5	3	23,7	15,9	27,8	64	С	1,5	10	19,6
2009	5	2	11,9	15,2	14,4	80	З	1,8	13	33,0
2009	5	3	15,8	15,9	20,1	71	З	1,6	10	22,5
2011	5	2	15,3	15,2	19,4	65	Пд	1,4	11	1,8
2011	5	3	18,1	15,9	22,7	67	С	1,0	10	17,6
2013	5	2	20,1	15,2	23,8	69	С	1,0	11	13,1
2013	5	3	17,8	15,9	22,5	68	С	1,5	11	4,2

У період 2003–2013 рр., коли фіксувалося максимальне значення об’ємної активності ^{137}Cs у приземному шарі атмосфери, погодні умови були характерними для відповідного сезону протягом останніх років спостереження. Отже, збільшення об’ємної активності ^{137}Cs у приземному шарі атмосфери не відбувається через різку зміну метеорологічних умов, а має постійну циклічну природу.

Це підтверджується й тим, що в зазначений часовий проміжок технологічні роботи на виробничих майданчиках ЧАЕС не проводилися, збільшення за пунктом «Нафтобаза» не фіксувалося, у той же час об’ємна активність ^{137}Cs у приземному шарі атмосфери на пунктах спостереження у віддаленій від ЧАЕС зоні відчуження сягала річного максимуму.

Так, збільшення об’ємної активності ^{137}Cs у приземному шарі атмосфери на пункті спостереження «Нафтобаза» у лютому 2011 р. до значення $2,8\text{E-}03\text{ Бк/м}^3$ не призвело до різкого збільшення активності ^{137}Cs на інших пунктах, віддалених від технологічних об’єктів зруйнованого блоку ЧАЕС. У той же час у травні сталося одночасне збільшення ^{137}Cs на всіх пунктах спостереження за відсутності підвищення на «технологічному» пункті спостереження «Нафтобаза». Об’ємна активність ^{137}Cs у приземному шарі атмосфери на пункті «Чистогогалівка» в цей період зросла до значення $1,4\text{E-}03\text{ Бк/м}^3$, що перевищило середньорічну концентрацію ^{137}Cs у приземному шарі атмосфери в 20 разів.

На рис. 7 кольорової вкладки наведено діаграми об’ємної активності ^{137}Cs у приземному шарі атмосфери на пунктах спостереження «Нафтобаза», «Машеве», «Старосілля», «Копачі» та «Чистогогалівка» у 2011 р.

Згідно з отриманими даними найімовірнішими датами підвищення об’ємної активності радіонуклідів у приземному шарі атмосфери є 18–25 травня. Саме в ці дні

фіксувалася максимальна кількість підвищень об'ємної активності ^{137}Cs за весь проаналізований період.

На різке збільшення об'ємної активності ^{137}Cs у приземному шарі атмосфери у весняний період може впливати цвітіння хвойних, оскільки воно відбувалося в цей часовий проміжок. Відомо, що хвойні вирізняються продукуванням величезної кількості пилку [5]. Для підтвердження факту впливу цвітіння дерев на збільшення об'ємної активності ^{137}Cs у приземному шарі атмосфери, додатково було проаналізовано фільтри, які розміщували в аспіраційних установках.

Виявлено, що у весняний період, коли фіксувалося збільшення об'ємної активності ^{137}Cs у приземному шарі атмосфери, вага фільтрів зростала до 8 г, хоча у звичайних умовах не перевищувала 3 г. Збільшення ваги фільтрів фіксувалося тільки на пунктах, розташованих поблизу лісових масивів, і не було помічено на пункті спостереження «Нафтобаза».

З'ясовано, що причиною збільшення ваги фільтрів був високий відсоток осідання на них пилку. Усі фільтри у травневий «піковий» період вирізнялися вираженням яскраво-жовтим забарвленням, характерним для пилку. Із літературних джерел відомо, що пилок здатен адсорбувати й нести на собі дрібніші частинки (молекули води, кислот, органічні речовини, білкові сполуки), тому може переносити пил і різноманітні забруднювачі на значну відстань [6]. Швидкість падіння в спокійному повітрі пилкових зерен більшості наших лісових деревних порід становить лише кілька сантиметрів на секунду [11]. З огляду на те, що, згідно з метеорологічними умовами (табл. 1) середня швидкість вітру в періоди підвищення об'ємної активності ^{137}Cs у приземному шарі атмосфери не перевищувала 2 м/с, а пориви вітру сягали 10 м/с, є всі підстави вважати, що це сприяло занесенню пилку в підвітряні райони.

Із метою з'ясування рівня радіоактивності, яку може мати пилок, проведено аналізи щодо вимірювання ^{137}Cs у відібраних зразках. Одержані дані наведено в табл. 2.

Таблиця 2. Радіоактивність ^{137}Cs у зразках пилку

№ з/п	Пункт відбору зразка	Матеріал проби	Час відбору	^{137}Cs , Бк/кг
1	АСКРО «Чистоголівка»	пилок	травень 2005 р.	18000
2	ПЗРО «Буряківка»	пилок	травень 2005 р.	3200
3	ЛП-6	пилок	травень 2005 р.	26000
4	АСКРО «Бенівка»	пилок	травень 2005 р.	680
5	Південний схід ЧАЕС	пилок	травень 2005 р.	49000
6	Полігон РУЗОД	пилок	травень 2005 р.	5400
	Опосередкована			17000

Згідно з отриманими даними активність пилку варіює в широких межах – від 680 до 49 000 Бк/кг та залежить від забруднення території.

За оцінкою академіка УААН І. Н. Патлая, продуктивність пилкоутворення сосни 40–50-річного віку, типового для зони відчуження, становить близько 500 кг/га. Можна прийняти таку ж саму величину за показник продуктивності пилкоутворення й для інших вітрозапилювальних порід дерев [2].

Основна маса пилку (до 90%) залишається на відстані не більш 100–1000 м від джерела. У той же час за сприятливих погодних умов пилок може переноситися на

десятки й сотні кілометрів. Далеке винесення може сягати 5% (за деякими даними – до 30%) [2]. Якщо враховувати площі, вкриті хвойними насадженнями, цей фактор криє в собі певні ризики.

Дані приблизної кількості та радіоактивності пилку (щодо ^{137}Cs), який може утворюватися на території зони відчуження за один період цвітіння, наведено в табл. 3.

Таблиця 3. Приблизна кількість та радіоактивність пилку (по ^{137}Cs), що може утворюватися на території зони відчуження за один період цвітіння

Порода	Площа (S), га	Кількість пилку (K), т $K = S \cdot 0,5^1$	Активність (A) ^{137}Cs (опосередкована ²), МБк $A = K \cdot 17000^2$
Хвойні (загальна)	98 280	49 140	835 400
Інші вітрозапильні (загальна)	57 720	28 860	490 600
Разом	156 000	78 000	1 326 000

Примітка: ¹ 0,5 – кількість пилку з 1 га у тоннах за роботою [2];

² За даними табл. 2 опосередкована активність ^{137}Cs пилку дорівнює 17000 Бк/кг; згідно з роботою [14] питома активність 1г ^{137}Cs дорівнює $3,22 \cdot 10^{12}$ Бк, з огляду на це активність у $1,326 \cdot 10^{12}$ Бк створює 0,41 г ^{137}Cs .

Таким чином, перенесення пилку є одним зі шляхів міграції ^{137}Cs за межі зони відчуження, хоча воно й дуже обмежене [7].

Ще однією особливістю, яка вирізняє весняне підвищення поміж інших, є різке збільшення об’ємної активності ^{137}Cs при незначному підвищенні ^{90}Sr .

На рис. 8 кольорової вкладки наведено діаграму співвідношення ^{137}Cs та ^{90}Sr у приземному шарі атмосфери в 2011 р. Так, у квітні 2011 р. на пункті спостереження «Старосілля» об’ємна активність щодо ^{137}Cs ($3,7\text{E-}04$ Бк/м³) перевищила об’ємну активність щодо ^{90}Sr ($4,8\text{E-}06$ Бк/м³) у 77 разів, а в травні – у 82 рази (об’ємна активність щодо ^{137}Cs $4,6\text{E-}05$ Бк/м³ щодо ^{90}Sr $5,6\text{E-}07$ Бк/м³). Тенденцію весняного збільшення активності ^{137}Cs у приземному шарі повітря зафіксовано в усі роки проаналізованого періоду (2003–2013 рр.)

Цей факт також свідчить про біологічне походження підвищення об’ємної активності ^{137}Cs у приземному шарі атмосфери у весняний період.

Відомо, що різні органи рослин різною мірою накопичують радіонукліди. Для фізіологічно активних органів дерев та асиміляційного апарату характерне накопичення саме ^{137}Cs [7], що й пояснює зазначене явище. Підвищення кількості ^{90}Sr та трансуранових елементів може відбуватися через пилове підняття та перенесення за допомогою пилкових зерен. Пилок сосни має два повітряні мішечки, завдяки яким він здатен переноситися на значну відстань (до 100 км).

Імовірність потрапляння з ґрунту до рослин деяких радіонуклідів, наприклад ^{137}Cs , відносно висока. Тому радіонукліди можуть переноситися в частини рослин з відкладень у ґрунті. Рослини є джерелом атмосферних аерозолів, і в роботі [13] автори дійшли висновку, що приблизно 30% загального атмосферного аерозолію (діаметром понад 4 мкм) пов’язано з біологічними частинками. Частину цієї кількості отримано з пилку [3].

З огляду на отримані дані є всі підстави вважати, що однією з причин різкого збільшення об’ємної активності ^{137}Cs у приземному шарі атмосфери у весняний період є початок цвітіння рослин.

Підвищення об'ємної активності радіонуклідів у приземному шарі атмосфери в результаті цвітіння вирізняється таким рядом особливостей:

1) збільшення об'ємної активності щодо ^{137}Cs відбувається одночасно на всіх пунктах спостереження, розташованих поблизу лісових масивів;

2) різке збільшення концентрації радіонуклідів, що перевищує середньорічні показники, відбувається тільки щодо ^{137}Cs . Значення щодо ^{90}Sr середньорічні показники об'ємної активності у приземному шарі атмосфери не перевищують;

3) максимальні значення об'ємної активності щодо ^{137}Cs припадають на 18–25 травня плюс-мінус 5 днів;

4) таке зростання відбувається щорічно, але об'ємна активність ^{137}Cs у приземному шарі атмосфери, що перевищує середньорічні показники більш ніж у 10 разів, має дворічну динаміку.

З урахуванням отриманих даних автор вважає за доцільне вжити додаткових заходів для гарантування радіаційної безпеки персоналу, задіяного на роботах у лісових масивах. Під час виконання робіт у період масового цвітіння слід використовувати ЗІЗ органів дихання та по можливості менше часу перебувати на відкритих площах.

Автор висловлює подяку за пропозиції та зауваження до статті С. І. Кіреєву, Л. М. Богдану, Т. І. Нікітіній, С. М. Обрізану, Б. О. Годуну.

СПИСОК ЛІТЕРАТУРИ

1. *20 років Чорнобильської катастрофи. Погляд у майбутнє: Національна доповідь України.* – К.: Атіка, 2006. – 224 с.
2. *Автореабілітаційні процеси в екосистемах Чорнобильської зони відчуження.* НАНУ, К. – 2001. – 250 с.
3. *Гаргер Е. К.* Вторичный подъем радиоактивного аэрозоля в приземном слое атмосферы. НАНУ. – Чернобыль: Институт проблем безопасности АЭС. – 2008. – 192 с.
4. *Жебровська К. І.* Експериментальні роботи щодо репрезентативності пробовідбору ґрунту // *Проблеми Чорнобильської зони відчуження.* – 2001. – № 7. – С. 158–167.
5. *Нейштадт М. И.* Определитель растений средней полосы европейской части СССР: пособие для средней школы. Государственное учебно-педагогическое изд-во министерства просвещения РСФСР. – М., 1948. – 475 с.
6. *Осмонбаева К. Б.* Использование пыльцы растений в качестве тест-системы – Каракол, 2010. – 147 с.
7. *Природа Приднестровского Полесья: пособие для учителей общеобразовательных школ.* – К.: ИНЭКО НЭЦУ, 2002. – 204 с.
8. *Радіоекологія: навчальний посібник / За ред. І. М. Гудкова.* – К., 2011. – 368 с.
9. *Савицький В. Д., Савицкая Е. В.* Экология и распространение аллергенных растений в Украине // *Астма и аллергия.* – 2002. – № 2. – С. 17–20.
10. *Савицький В. Д.* Небезпечні іммігранти. Вплив біополутантів зони відчуження ЧАЕС на екологічну ситуацію за її межами // *Вісник НАНУ.* – 2005. – № 10. – С. 9–14.
11. *Сладков А. Н.* Введение в спорово-пыльцевой анализ. М.: Наука – 1967. – 254 с.
12. *Bunzl K., Hotzl H.* Spruce pollen as source of increased radiocesium concentrations in air // *Naturwissenschaften.* – 1993. – V. 80. – P. 173–174.
13. *Matthias-Mase S., Jaenicke R.* Examination of atmospheric bioaerosol particles with radii $> 0.2 \mu$ // *J. Aerosol Science.* – 1994. – V. 25. – P. 1605–1613.
14. *Моисеев А. А., Иванов В. И.* Справочник по дозиметрии и радиационной гигиене – 3-е изд., перераб. и доп. – М.: Энергоатомиздат, 1984. – 296 с.
15. *Збірник інструкцій з підготовки проб об'єктів зовнішнього середовища для проведення спектрометричних вимірів (І – 2.14.001 – 2009), затверджені 30.09.2009 ДСНВП «Екоцентр», Чорнобиль, 2012.* – с. 51.

16. *Деревець В. В., Кірсєв С. І., Обрізан С. М., Годун Б. О. та ін.* Радіаційний стан зони відчуження. 15 років після аварії // Бюлетень екологічного стану зони відчуження та зони безумовного (обов'язкового) відселення. – 2001. – № 17. – С. 5–19.
17. *Деревець В. В., Кірсєв С. І., Обрізан С. М., Годун Б. О. та ін.* Радіаційний стан зони відчуження в 2001 р. // Бюлетень екологічного стану зони відчуження та зони безумовного (обов'язкового) відселення. – 2002. – № 1. – С. 3–32.
18. *Деревець В. В., Кірсєв С. І., Ткаченко Ю. В., Обрізан С. М. та ін.* Радіаційний стан зони відчуження в 2003 р. // Бюлетень екологічного стану зони відчуження та зони безумовного (обов'язкового) відселення. – 2004. – № 1. – С. 6–33.
19. *Годун Б. О., Деревець В. В., Кірсєв С. І., Купченко П. Г. та ін.* Радіаційний стан зони відчуження в 2005 році // Бюлетень екологічного стану зони відчуження та зони безумовного (обов'язкового) відселення. – 2006. – № 1. – С. 5–25.
20. *Годун Б. О., Вишневецький Д. О., Кірсєв С. І., Купченко П. Г. та ін.* Радіаційний стан зони відчуження в 2006 р. // Бюлетень екологічного стану зони відчуження та зони безумовного (обов'язкового) відселення. – 2007. – № 1. – С. 3–26.
21. «Звіт про роботу ВК РЕМ та РДК «Екоцентр» з радіаційно-екологічного моніторингу та радіаційно-дозиметричного контролю на території зони відчуження і зоні безумовного (обов'язкового) відселення за 2010 рік. Чорнобиль, 2011. – 141 с.
22. «Звіт про роботу ВК РЕМ та РДК «Екоцентр» з радіаційно-екологічного моніторингу та радіаційно-дозиметричного контролю на території зони відчуження і зоні безумовного (обов'язкового) відселення за 2012 рік. Чорнобиль, 2013 р. – 141 с.
23. «Звіт про роботу ВК РЕМ та РДК «Екоцентр» з радіаційно-екологічного моніторингу та радіаційно-дозиметричного контролю на території зони відчуження і зоні безумовного (обов'язкового) відселення за 2013 рік. Чорнобиль, 2014 р. – 141 с.

ВЛИЯНИЕ ПРОЦЕССА ЦВЕТЕНИЯ РАСТЕНИЙ НА ИЗМЕНЕНИЕ ОБЪЕМНОЙ АКТИВНОСТИ ^{137}Cs В ПРИЗЕМНОМ СЛОЕ АТМОСФЕРЫ ЗОНЫ ОТЧУЖДЕНИЯ

Е. И. Смирнова

В работе представлены результаты исследования влияния процесса цветения растений на изменение объемной активности радионуклидов в приземном слое воздуха зоны отчуждения. Приведены данные временного промежутка такого воздействия и механизмы влияния.

Ключевые слова: весенний период, повышение объемной активности радионуклидов, пыльца, среднегодовые показатели, приземный слой воздуха

EFFECT OF BLOOM PLANTS ON FLUCTUATIONS IN Cs-137 ACTIVITY CONCENTRATIONS IN ATMOSPHERIC SURFACE LAYER IN EXCLUSION ZONE

K. I. Smirnova

The work presents the results of the research into the effect of the bloom plants on the fluctuations in the activity concentrations in the atmospheric surface layer in the Exclusion Zone. The data regarding the effect's periodicity and mechanism is given.

Key words: spring, increase in activity concentrations, pollen, average annual rate, atmospheric surface layer

ЯДЕРНЫЕ КАТАСТРОФЫ НА ЧЕРНОБЫЛЬСКОЙ АЭС, АЭС «ФУКУСИМА» И АТОМНАЯ ЭНЕРГЕТИКА В XXI ВЕКЕ

В. Г. Барьяхтар¹, М. И. Железняк², М. Г. Данилевич¹

¹Институт Магнетизма НАН и МОН Украины, г. Киев

²Институт проблем математических машин и систем,
Институт радиоактивности окружающей среды университета «Фукусима», г. Киев

В статье представлен краткий анализ ядерных аварий на Чернобыльской АЭС (1986 г.) и на АЭС «Фукусима» (2011 г.). Приведен обзор причин этих аварий и описание их протекания.

Представлена характеристика радиоактивного загрязнения окружающей среды в результате этих катастроф, а также первоочередные действия по ликвидации их последствий и защите населения.

Введение

Атомная энергетика стала значимым источником электроэнергии. На сегодняшний день в 34 странах мира на 194 атомных электростанциях находятся в эксплуатации около 440 атомных блоков разной мощности. Их общая электрическая мощность составляет 234 600 МВт. Доля атомной энергетики в общем объеме мирового производства электроэнергии в 1993 г. имела максимальное значение 17% и уменьшилась до 10% в 2012 г. [1].

По сравнению с традиционными производителями энергии АЭС имеют ряд преимуществ. Во-первых, они являются источниками энергии большой единичной мощности. Это особенно важно для крупных потребителей энергии – металлургических заводов, метрополитенов, химических заводов. Вторая привлекательная сторона АЭС – более низкая себестоимость электроэнергии, чем на теплоэлектростанциях с использованием угля, нефти и газа. Стоимость энергии, вырабатываемой на ветровых станциях и станциях по использованию солнечной энергии с полупроводниками, намного выше. Приведем конкретные данные для Украины [2]. Тариф на электроэнергию АЭС составляет 22,2 коп. за 1 кВт·ч, для ТЭС – 68 коп. за 1 кВт·ч, от энергии ветра – 1,24 грн. за кВт·ч, от солнечной энергии – 5,11 грн. за кВт·ч, ГЭС – 20,6 коп. за кВт·ч.

Остановимся на особенностях атомной энергетики отдельных стран [1, 4]. Отметим, что подавляющее большинство АЭС располагаются вблизи больших рек или у берегов морей.

Наибольшее количество АЭС и ядерных блоков находятся в США. Здесь на 66 АЭС работают 103 ядерных энергоблока, они производят около 20% всей электроэнергии страны.

Во Франции на 19 АЭС работают 58 энергоблоков, на них вырабатывается 74% электроэнергии страны. Так как мощности современных атомных энергоблоков не регулируются, эта величина должна быть дополнена мощностями ТЭС, которые регулируются, что важно при пиковых нагрузках. Во Франции долю регулируемых мощностей по производству электроэнергии определили как 26%.

В Канаде в эксплуатации находится 19 реакторов CANDU. В качестве замедлителя нейтронов в этих реакторах используется тяжелая вода D₂O. Это единственная страна, использующая реакторы на тяжелой воде.

В России на 11 АЭС имеются 33 ядерных блока, 11 из них – блоки РБМК: на Курской (4 блока), Ленинградской (4 блока) и Смоленской (3 блока).

После аварии на ЧАЭС эти блоки были модернизированы, и их безопасность сейчас значительно выше, чем у чернобыльских блоков образца 1986 г.

Общее количество водо-водяных энергетических реакторов (ВВЭР-1000 и ВВЭР-420) составляет 12. И еще один реактор на быстрых нейтронах (БН). По мнению ученых-атомщиков, реактор БН является одним из наиболее перспективных реакторов будущей атомной энергетики, поскольку в нем сжигается как уран-235, так и уран-238. Также в этом типе реактора в качестве горючего может использоваться торий.

Отметим, что запасы тория в Украине значительно больше, чем запасы урана. И наконец реактор этого типа вырабатывает значительно меньше радиоактивных отходов, чем реакторы других типов. Реактор типа БН эксплуатируется в России уже более 30 лет, он хорошо изучен и продемонстрировал свои преимущества. Этот тип реактора был предложен и реализован академиком А. И. Лейпунским.

В Украине [3] в настоящее время работают четыре АЭС общей мощностью 12345 МВт, на которых установлены 15 энергоблоков (табл. 1). Запорожская АЭС с мощностью 6000 МВт является крупнейшей в Европе.

Таблица 1. Атомные энергоблоки Украины, 2014 год

Станция	Реактор	Число блоков	Год ввода
ЗАЭС	ВВЭР-1000	6	1984,1985,1986 1987,1989,1995
РАЭС	ВВЭР-420	1	1980
	ВВЭР-425	1	1981
	ВВЭР-1000	2	1986,2004
ХАЭС	ВВЭР-1000	2	1987,2004
ЮУАЭС	ВВЭР-1000	3	1982,1985,1989

В 2013 г. на АЭС Украины было выработано 44% от общего производства электроэнергии в стране. По количеству энергоблоков Украина занимает десятое место в мире и пятое – в Европе.

В настоящее время актуальна проблема продления срока эксплуатации энергоблоков. В декабре 2013 г. были закончены работы по продлению срока эксплуатации первого энергоблока ЮУАЭС. По мнению руководства атомной энергетики Украины и экспертов МАГАТЭ, этот блок удовлетворяет всем требованиям безопасности, которые приняты после катастрофы на «Фукусиме». Планируется в ближайшее время провести работы по продлению срока эксплуатации второго энергоблока ЮУАЭС и двух блоков ЗАЭС.

Вернемся к общим проблемам атомной энергетики. Главным недостатком существующих атомных энергоблоков остается невозможность полного исключения человеческого фактора при обеспечении их безопасности. В мире существуют проекты физически безопасных АЭС, но они пока далеки от реализации. Второй недостаток – производство радиоактивных отходов. Среди отходов имеются и долгоживущие с временем полураспада от 100 до 1000 лет и более.

Ожидается, что число АЭС к 2030 г. в мире может вырасти на 60%. Возможно, они станут одним из основных источников электроэнергии.

С 1952 по 2013 гг. в мире произошло более 10 крупных ядерных аварий – в Канаде, Великобритании, СССР (2 катастрофы), Франции, США, Японии и Армении [3].

Остановимся более подробно на самых крупных авариях на Чернобыльской АЭС и АЭС «Фукусима».

Чернобыльская АЭС

Авария на энергоблоке № 4 Чернобыльской АЭС произошла 26 апреля 1986 г. в 01 час 23 минуты 40 секунд в ходе проведения проектных испытаний одной из систем обеспечения безопасности, входящей в состав энергоблока с РБМК-1000. Задача испытания заключалась в проверке эффективности использования энергии турбогенератора для обеспечения собственных нужд при полном обесточивании АЭС. Фактически это было электроядерное испытание, так как оно предполагало остановку реактора. Руководством станции было принято решение о проведении этого испытания без какого-либо согласования со специалистами и руководством УССР. О проведении испытания не был оповещен ни научный руководитель (Институт атомной энергии им. И. В. Курчатова), ни проектировщик (Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники).

Таким образом, главными причинами катастрофы являются [4]:

1. Проведение недостаточно полно и правильно подготовленного эксперимента. Фактически это был электроядерный эксперимент.
2. Низкий уровень профессиональной подготовки и культуры операторов, руководства как станции, так и министерства электрификации в целом в области ядерной безопасности АЭС.
3. Недостаточный уровень безопасности графит-уранового реактора РБМК-1000 при работе на малых мощностях.

Характеристика радиоактивного загрязнения окружающей среды вследствие Чернобыльской катастрофы

В результате взрыва ядерного реактора 4-го блока Чернобыльской АЭС и разрушения его защитных оболочек (рис. 1) произошел мощный выброс радиоактивных веществ в окружающую среду, суммарная активность на момент аварии в активной зоне реактора превышала 13 ЭБк ($1,3 \cdot 10^{19}$) Бк [4]. С построением над разрушенным реактором защитного сооружения («Укрытие») в 1986 г. выбросы активности в окружающую среду фактически прекратились. Около двухсот радиоактивных изотопов в разных фазовых и химических формах перемещались в атмосфере по сложным траекториям на расстояния в тысячи километров от Чернобыльской АЭС. В мае 1986 г. многие из них наблюдались во всех странах Европы, акваториях Тихого, Атлантического и Северного Ледовитого океанов. Самыми заметными из радионуклидов были I-131 и Cs -137.



Рис. 1. Вид разрушенного 4-го блока ЧАЭС

Соотношения между разными радионуклидами в зависимости от времени выброса существенно отличались. Среди основных фаз активного выброса условно можно выделить три фазы:

1. *Первая.* Характеризуется распространением частиц ядерного топлива (с накопленными во время работы реактора продуктами деления этого топлива и его активации) и частиц графита (преимущественно мелко диспергированных), которые образовались вследствие мощного взрыва реактора. Кроме того, были выброшены радиоактивные инертные газы, изотопы йода, трития.

2. *Вторая.* Характеризуется медленным по времени уменьшением мощности выброса радиоактивных веществ на протяжении следующих (за 26 апреля) пяти дней с суммарным по активности выбросом, эквивалентным выбросу первого дня. Это было вызвано постепенным снижением температуры топливосодержащих масс в связи с принятием мер, направленных на предотвращение возникновения неуправляемой цепной реакции, и уменьшением выброса из разрушенного реактора в атмосферу. Температура колебалась в пределах 600–1000 °С, и в атмосферу поступали легколетучие элементы и их соединения, среди которых преобладали изотопы теллура, йода, цезия.

3. *Третья.* Вызвана повышением температуры топливосодержащих масс до 2000 °С и выше, что сопровождалось соответствующим увеличением мощности выброса, возрастанием в нем доли тугоплавких элементов стронция, циркония, церия, изотопов плутония и других.

Можно говорить и о *четвертой* фазе – периодических подъемах активности источника выброса, которые наблюдались еще почти до конца мая 1986 г., но загрязнение воздуха в это время было в десятки раз меньше, чем во время первых трех фаз.

Коллективная доза облучения населения Украины формировалась под влиянием I-131 (в первые дни после аварии), Sr-90, Cs-137. В табл. 2 показано, как со временем изменилась активность разных нуклидов. Эти перемены связаны не только с радиоактивным распадом нуклидов, но и с проникновением их в землю за 10 лет.

Таблица 2. Оценки активности радионуклидов, выброшенных вследствие Чернобыльской катастрофы (на момент аварии и 20 лет спустя)

Радионуклид	Период полураспада	Активность выброса, ПБк	
		26.04.1986	26.04.2006
Инертные газы			
⁸⁵ Kr	10,72 года	–33	–9,058000
¹³³ Xe	5,25 суток	–6500	< 0,000000
Легколетучие элементы			
¹²⁹ Te	33,6 суток	–240*	< 0,000000
¹³² Te	3,26 суток	–1150	< 0,000000
¹³¹ I	8,04 суток	– 1760	< 0.000000
	20,8 часа	–2500	< 0,000000
¹³⁴ Cs	2,06 года	–54	< 0,065000
¹³⁶ Cs	13,1 суток	–36*	< 0,000000
¹³⁷ Cs	30,0 лет	–85	–53,550000
Элементы с промежуточной летучестью			
⁸⁹ Sr	50,5 суток	~ 115	< 0,000000
⁹⁰ Sr	29,12 года	–10	–6,210000
¹⁰³ Ru	39,3 суток	–168	< 0,000000
¹⁰⁶ Ru	368 суток	–73	< 0,000077
¹⁴⁰ Ba	12,7 суток	–240	< 0,000000
Труднолетучие элементы			
⁹⁵ Zr	64,0 суток	–196	< 0,000000
⁹⁹ Mo	2,75 суток	–168	< 0,000000
¹⁴¹ Ce	32,5 суток	–196	< 0,000000
¹⁴⁴ Ce	284 суток	–116	< 0,000002
²³⁹ Np	2,35 суток	–400**	< 0,000000
²³⁸ Pu	87,74 года	–0,035	< 0,030000
²³⁹ Pu	24 065 лет	–0,030	< 0,030000
²⁴⁰ Pu	6537 лет	–0,042	< 0,042000
²⁴¹ Pu	14,4 года	–6	–2,292000
²⁴² Pu	376 000 лет	–0.00004**	–0,000040
²⁴² Cm	18,1 года	–0,9	–0,419000
В сумме		–13 935,89593	< 71,696119

Меры по защите населения, предпринятые правительством Украины

Правительственная комиссия СССР по представлению руководителя Госкомгидромета Ю. А. Израеля и вице-президента АМН Л. А. Ильина приняла решение о создании 30-километровой зоны отчуждения вокруг Чернобыльской АЭС. По данным, полученным в первые дни об уровне радиации в этой зоне, комиссия пришла к заключению, что проживание в этой зоне опасно для жизни человека.

27 апреля 1986 г. правительство Украины провело эвакуацию жителей города Припять из этой зоны и затем из города Чернобыль, а также ряда сел этой зоны. Всего было вывезено около 91 тыс. человек. Отметим, что эвакуация города Припять была проведена на сутки позже, чем первоначально планировалось. Правительство Украины подготовило все для эвакуации города Припять уже 26 апреля, однако правительство СССР задержало эту эвакуацию на сутки. Несомненно, эта задержка была ошибкой. Уровень радиации, переносимой ветром, в непосредственной близости от города

Припять был настолько высок, что сосновый лес под влиянием этой радиации погиб. Напомним, что сосна погибает при дозе 1000 бэр (10 Гр), а человек – при дозе 400 бэр (4 Гр). Уже в первые дни после аварии радиационная разведка показала, что наиболее пострадавшими областями являются Киевская, Житомирская, Черниговская, Ровенская, а также город Киев.

Для защиты населения в мае 1986 г. правительством Украины и СССР было принято решение о переселении из этих регионов беременных женщин и детей в возрасте до 18 лет в санатории и дома отдыха Кавказа, Крыма, Карпат и Прибалтики. Во второй половине мая из города Киева в дома отдыха были отправлены студенты. Занятия в школах и вузах были досрочно прекращены. В сентябре 1986 г. студенты, школьники и беременные женщины были возвращены на место постоянного проживания, но это не касалось жителей 30-километровой зоны.

Отметим, что работы по ликвидации последствий аварии на ЧАЭС проводились правительством в тесном контакте с Академией наук Украины (рис. 2) и Академией сельхознаук Украины. Это тесное сотрудничество позволило правительству принимать наиболее эффективные решения.

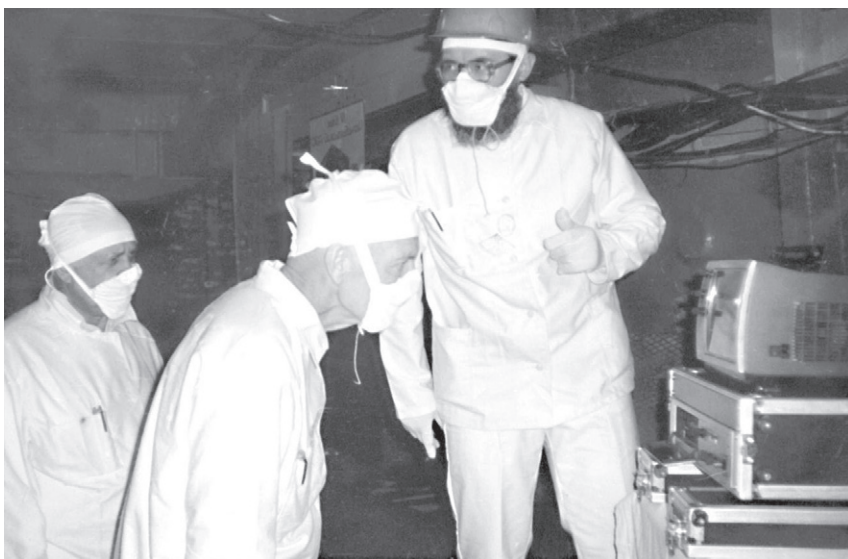


Рис. 2. В пункте контроля состояния 4-го разрушенного блока ЧАЭС, в центре – президент НАНУ академик Б. Е. Патон, слева – вице-президент академик В. Г. Барьяхтар; пояснения по работе пункта контроля дает К. И. Чечеров

Главными задачами научных организаций Украины в 1986–1987 гг. были:

1. Сбор, классификация и передача правительству информации относительно загрязнения земель, вод Днепра, рек Днепроовского бассейна, озер Полесья и загрязнения радиацией воздуха на пострадавших территориях. С начала мая на всех молокозаводах Киева был организован контроль загрязнения молока. «Грязное» молоко населению Киева не попадало. Со второй половины мая был организован контроль сельскохозяйственных продуктов на рынках Киева, контроль молока в Житомирской и Черниговской областях.

2. Выработка рекомендаций для правительства Украины:

- прогнозирование радиационного загрязнения окружающей среды и продуктов питания в сезонный период, период наводнений, сильных ветров,

снеготаяния, орошения, в разные вегетационные периоды и в долгосрочной перспективе;

- оценка эффективности контрмер, которые рекомендовались на промплощадке АЭС, в зоне отчуждения и за ее пределами;
- срочная защита населения;
- долгосрочная программа действий в Чернобыльской зоне отчуждения;
- действия на разрушенном 4-м блоке и в городах Припять и Чернобыль;
- пылеподавление на дорогах зоны отчуждения;
- действия на энергоблоках ЧАЭС, которые продолжали работать.

Для предотвращения выбросов из разрушенного 4-го блока уже в мае правительством было принято решение построить укрытие над разрушенным блоком. Проектирование и строительство этого укрытия были выполнены в течение шести месяцев с момента аварии (рис. 3). В этом укрытии в 1986 г. была установлена система контроля гамма- и нейтронного полей, теплового состояния и сейсмического контроля. Контрольно-измерительная аппаратура давала возможность инженерам и ученым комплексной экспедиции института им. И. В. Курчатова и Национальной академии наук Украины следить за состоянием топливосодержащих масс внутри объекта «Укрытие». Опыт его эксплуатации показал, что выбросов из объекта практически не было.



Рис. 3. Общий вид объекта «Укрытие»

Однако срок безопасного эксплуатации «Укрытия» составляет около 30 лет, поэтому в 2011 г. начали строительство нового «Укрытия», схема которого показана на рис. 4.



Рис. 4. Схема нового безопасного confinement объекта «Укрытие»

Ошибки первого периода (1986–1987 гг.)

1. Запрет на информирование населения относительно Чернобыльской катастрофы. В результате этого запрета правительства СССР нигде, кроме площадки ЧАЭС, не была проведена йодная профилактика. Только во второй половине мая 1986 г. было разрешено информировать население о методах личной гигиены. Карты радиационного загрязнения были засекречены до 1989 г.

2. Правительство СССР сразу после аварии (1986, 1987 гг.) отказалось от международного сотрудничества относительно проведения работ по ликвидации последствий ядерной катастрофы.

Эвакуация населения и его расселение

В 1986 г. было эвакуировано 116 тыс. человек. В связи с этим возникла проблема строительства жилья для эвакуированных. В 1986–1987 гг. для переселенцев было построено 15 тысяч квартир в многоквартирных домах и 23 тыс. домов, 800 объектов социальной и культурной сферы. Для персонала ЧАЭС был выстроен город Славутич. С 1986 по 1989 гг. общая сумма затрат на ликвидацию последствий аварии составила 12,6 млрд. долларов США.

Опыт ликвидации аварии на ЧАЭС 1986–1987 гг.

Напомним наиболее важные результаты опыта ликвидации последствий ядерной аварии, полученные в Украине учеными, инженерами и организаторами народного хозяйства.

1. Строительство объекта «Укрытие» и оснащение его контрольно-измерительной аппаратурой для измерения уровня гамма-излучения, уровня нейтронного потока, сейсмических колебаний, а также датчиками для измерения температуры.

2. В 1986 г. были созданы карты загрязнения радионуклидами 30-километровой зоны, наиболее загрязненных областей Украины, Беларуси и России. Полный набор карт загрязнения Украины, Беларуси и России был закончен в 1989 г.

3. Создана система прогноза загрязнения радионуклидами вод Днепра и его водохранилищ (морей). Система хорошо работала в течение двенадцати лет, с 1986 по 1998 гг., после чего она утратила актуальность из-за низкого уровня загрязнения. Система использовалась для оперативных прогнозов и обоснования водоохранных мер с 1986 по 1998 гг. [4, 6]. Начиная с 1992 г., математические модели, разработанные для анализа состояния загрязнения водных объектов зоны влияния АЭС, внедрялись в Европейскую систему поддержки принятия решений по реагированию на радиационные аварии «RODOS», которая теперь работает с интеграцией чернобыльского опыта во многих странах мира.

4. Создана система ведения сельского хозяйства на загрязненных территориях, определены коэффициенты переноса радионуклидов земля–растение–человек и фильтры очищения молока от радионуклидов.

5. Предложена и создана система производства сорбентов для защиты населения от радионуклидов. Сейчас сорбенты активно используются врачами Украины для лечения различных заболеваний.

6. Создана система очищения организма человека от радионуклидов и радикалов при высоком уровне облучения. Эта методика прошла апробацию в госпиталях и продемонстрировала свою эффективность.

7. Разработана система дозиметрического контроля и расчета доз ликвидаторов, эвакуированных и населения в зонах радиационного контроля.

АЭС «Фукусима»

Второй после Чернобыльской крупнейшей ядерной аварией в мире стала авария на АЭС «Фукусима», которая произошла 11 марта 2011 г. в Японии. Впервые в истории атомной энергетики причиной аварии стало стихийное природное бедствие – землетрясение и последовавшее за ним цунами. Важно отметить, что японское правительство и руководство компании ТЭЭКО (Токийская электроэнергетическая компания) сразу после аварии обратились за помощью к МАГАТЭ, специалистам России и Украины.

Напомним, что всего атомных станций в Японии было 18. На них в работе было 50 энергоблоков [1]. Все блоки оборудованы устройствами для автоматической остановки в случае землетрясения и других чрезвычайных природных катастроф. Атомная электростанция Фукусима расположена в непосредственной близости от океана (рис. 5, 6) в северо-восточной части острова Хонсю на Североамериканской тектонической плите как раз в том месте, где она встречается с Тихоокеанской плитой, которая находится в постоянном движении в сторону Японии от Гавайских островов. Станция была защищена от цунами барьером высотой 10 м. Однако, высота цунами 11 марта достигала отметки 14 м.



Рис. 5. АЭС «Фукусима» до землетрясения и последовавшего за ним цунами 11 марта 2011 г.



Рис. 6. АЭС «Фукусима»

Таблица 3. Количество топливных сборок на момент аварии на АЭС «Фукусима»

		Энерго- блок 1	Энерго- блок 2	Энерго- блок 3	Энерго- блок 4	Энерго- блок 5	Энерго- блок 6
В реакторах		400	548	548	0	548	764
В бассей- нах	Отрабо- тавших	292	587	514	1331	946	876
	Свежих	100	28	52	204	48	64

В бассейнах блоков находилось ядерное топливо производства Франции, содержащее несколько оксидов делящихся элементов. Кроме того, в центральном хранилище радиоактивных отходов находилось 6375 отработавших тепловыделяющих сборок и 496 блоков со свежим топливом.

Сравнение разрушений и количества радиоактивности во время аварии на ЧАЭС и «Фукусиме» показывает, что масштабы этих катастроф значительно отличаются. При аварии на ЧАЭС выбросы в окружающую среду составляли 13 ЭБк. При аварии на «Фукусиме» в окружающую среду было выброшено примерно 0,5 ЭБк, что примерно в 10 раз меньше, чем выбросы при аварии на Чернобыльской АЭС [14] (рис. 9, 10 цветной вкладки).

Землетрясение и удар цунами вывели из строя внешние средства электроснабжения и резервные дизельные генераторы, что явилось причиной неработоспособности всех систем нормального и аварийного охлаждения и привело к расплавлению активной зоны реакторов на энергоблоках №№ 1, 2 и 3 в первые дни развития аварии (рис. 7–10). Начавшееся с запозданием на 12 часов охлаждение энергоблоков морской водой привело к образованию большого количества водорода в результате парокислородной реакции и взрывам на энергоблоках №№ 1, 2, 3. По этим причинам в окружающую среду было выброшено большое количество благородных газов, а также теллур-129 и теллур-132, йод-131, йод-133 цезий-134, цезий-136, цезий-137, стронций-89, стронций-90.



Рис. 7. Пожар на АЭС «Фукусима». Март 2011 г.



Рис. 8. Окрестности АЭС «Фукусима» после цунами. Март 2011 г.



Рис. 9. 3-й блок АЭС «Фукусима» в начале марта 2011 г.



Рис. 10. Работы по ликвидации последствий аварии на АЭС «Фукусима». 2012 г.

Таблица 4. Оценка активности радионуклидов, выброшенных в окружающую среду вследствие аварии на АЭС «Фукусима»

Радионуклид	Период полураспада	Активность выбросов ПБк
^{85}Kr	10,72 лет	50
^{133}Xe	5, 25 суток	10000
^{129}Te	33,6 суток	10
^{132}Te	3,26 суток	100
^{131}I	8,04 суток	100
^{133}I	20,8 лет	100
^{134}Cs	2,06 лет	10
^{136}Cs	13,1 суток	3
^{137}Cs	30,0 лет	10
^{89}Sr	50,5 суток	0,1
^{90}Sr	29,12 лет	0,03

Правительство Японии своевременно оповестило население о ядерной катастрофе на станции «Фукусима».

В период с 15 по 22 марта в результате этих выбросов радиоактивности мощность излучения составляла менее 4000 мкЗв/ч, но более 2000 мкЗв/ч. Это такая мощность излучения, при которой человек в течение получаса может получить смертельную дозу радиации. Другими словами, уровни мощности радиации в пределах промплощадки и вне ее были настолько велики, что правительство предприняло эвакуацию населения. За два дня, 11 и 12 марта, из окрестностей Фукусимы было отселено около 140 тыс. человек. В настоящее время все они прошли обследование на заражение радиоактивным йодом, цезием и стронцием. Правительство принимает необходимые меры по их оздоровлению.

Меры по защите населения, пострадавшего от катастрофы на АЭС «Фукусима»

Йодная профилактика

Уже через три дня после аварии были приняты меры по организации полномасштабной йодной профилактики. Для этого было завезено 230 тыс. доз препаратов йода и начато их распределение по центрам эвакуации населения. Особое внимание обращали на йодную профилактику детей. 16 марта правительство Японии приняло решение проводить йодную профилактику и рекомендовало однократный приём препаратов в следующих количествах: дети до месяца – 12,5 мг, дети с 1 месяца до 3 лет – 25 мг, дети с 3 до 13 лет – 38 мг, с 13 и до 40 лет – 76 мг, после 40 лет йодопрофилактика не требуется. В Японии было принято решение о разовом приеме препаратов йода, но в случае продолжения выбросов был рекомендован повторный прием.

Задержка йодной профилактики практически на 3–5 дней связана с тем, что окрестности атомной станции «Фукусима» подверглись такому разрушению, что доставить туда йодные препараты было практически невозможно.

Эвакуация населения

Вторым крупным мероприятием было отселение около 140 тыс. человек (напомним, что из 30-километровой зоны ЧАЭС в 1986 г. было переселено 116 тыс. человек). Безусловно, эвакуация населения Японии является сложной экономической и социальной проблемой, учитывая плотность населения Японских островов, однако правительство Японии справилось с этим оперативно. 11 марта правительство Японии эвакуировало население из трехкилометровой зоны вокруг АЭС «Фукусима-1» (зона № 1). 12 марта была объявлена эвакуация из десятикилометровой зоны. 15 марта зона эвакуации расширена до 20 километров вокруг станции (зона № 2). Люди, живущие на расстоянии от 20 до 30 километров от АЭС, должны оставаться в помещении, и над АЭС в радиусе 30 км запрещены воздушные полёты. Своевременная эвакуация населения, как было установлено в 2013 г., резко снизила вероятность заболевания раком у жителей пострадавших регионов вокруг АЭС «Фукусима».

План мероприятий по ликвидации последствий аварии (дорожная карта)

В первые дни после аварии на АЭС «Фукусима» японским правительством и фирмой ТЭЭКО был составлен план мероприятий по ликвидации последствий аварии. Этот план предусматривал как первоочередные действия, так и действия на 2012 г. и последующие долгосрочные работы. План получил официальное название «Дорожная карта». В 2012 и 2013 гг. правительство Японии и руководство фирмы ТЭЭКО приглашали специалистов МАГАТЭ для обсуждения работ по плану «Дорожной карты». Приведем оценку работ в Японии по ликвидации последствий аварии на АЭС «Фукусима» миссией МАГАТЭ в 2013 г. [7]: «Члены миссии МАГАТЭ признают, что пересмотренный план развития был разработан на основе более реалистичных допущений, отражающих современные знания о состоянии каждого конкретного блока, а также отзывы и мнения заинтересованных сторон. Консультации, предоставленные первой миссией МАГАТЭ в апреле 2012 г., были также приняты во внимание». В рамках пересмотренной «Дорожной карты» были приняты следующие решения:

1. Создать более активную организационную структуру.

2. Сосредоточить работу на решение наиболее важных и сложных вопросов, таких как управление загрязненными водными ресурсами и удаления топлива.

Пересмотренная «Дорожная карта» определяет всеобъемлющую структуру работы. Она рекомендует использовать национальный и международный опыт и технические возможности, а также создание Международного исследовательского института по снятию с эксплуатации ядерных объектов. Задачи такого института – проводить работы, необходимые для безопасной реализации и возможного ускорения деятельности в направлении вывода из эксплуатации АЭС «Фукусима».

Использование опыта чернобыльских исследований украинских ученых при научном обеспечении работ по ликвидации последствий аварии на АЭС «Фукусима» началось в конце 2012 и 2013 гг. Сначала к этому были приобщены специалисты Института проблем безопасности атомных станций НАН Украины (А. А. Ключников). После создания института радиоактивности окружающей среды Университета «Фукусима» (июль 2013 г.) для работы в нем по проблемам загрязнения водных систем приглашены были специалисты Института проблем математических машин и систем НАН Украины (М. И. Железняк и С. Л. Кивва) и по проблемам лесных экосистем – специалисты Института сельхозрадиологии Национального университета биоресурсов (В. А. Кашпаров, В. С. Йощенко). Общей чертой экологических проблем после чернобыльской и фукусимской аварий является роль рек как путей выноса радионуклидов из наиболее загрязненных территорий за пределами этих зон. Математические модели и методы, разработанные для решения этих заданий после чернобыльской аварии в Украине [5, 6], начали использовать и для японских рек.

Выводы

1. Важнейшим является вывод о том, что крупная авария может произойти на любой АЭС. На каждой АЭС должны быть разработаны планы действий по техническим мерам ликвидации аварии и по защите населения от ее последствий. С этими планами должны быть заранее ознакомлены персонал АЭС и население 30-километровой зоны вокруг АЭС.

2. Регулярно должны проводиться учения по первоочередным мерам по ликвидации последствий аварии и защите населения. В частности, руководство Министерства топлива и энергетики Украины и НАЭК «Энергоатом» должны организовать информирование населения о мерах защиты жителей на всех четырех АЭС Украины.

3. Сравнительный анализ по ликвидации последствий катастроф как на ЧАЭС, так и на АЭС «Фукусима» показывает, что в обоих случаях ни руководство станций, ни представители власти не были готовы к этим катастрофам. В обоих случаях на станциях не было планов действий в чрезвычайных технических ситуациях и оказания помощи людям, пострадавшим от облучения.

4. Руководство АЭС «Фукусима» не было знакомо с методами ликвидации аварии на «Три Майл Айленд» (США) и методами ликвидации последствий катастрофы на ЧАЭС.

5. К сожалению, в Украине постепенно забывается бесценный для всей мировой атомной энергетики опыт по ликвидации последствий катастрофы на ЧАЭС.

6. Для успешной и безопасной работы АЭС в Украине необходимо организовать подготовку высококвалифицированных кадров всех уровней для работы на АЭС.

7. Несомненно, важным условием безопасной работы является политическая стабильность в государстве.

Авторы благодарят И. В. Леженко за интерес к работе и ценные обсуждения.

СПИСОК ЛІТЕРАТУРИ

1. *Schneider M., et all.* World Nuclear Industry Status Report 2013, – Mycle Schneider Consulting, July 2013. – 139 p.
2. *Сайт НАЕК «Енергоатом», <http://www.energoatom.kiev.ua>.*
3. *Nuclear power plant accident: listed and ranked since 1952.* – The Guardian, www.theguardian.com.
4. *20 років Чорнобильської катастрофи. Погляд у майбутнє. Національна доповідь України / Під ред. В. І. Балоги та ін.* – К.: Атіка, 2006. – 224 с.;
5. *Бар'яхтар В. Г., Кухарь В. П., Лось И. П., Поярков В. А. и др.* Всесторонняя оценка рисков вследствие аварии на ЧАЭС. – Проект № 369. Украинский научно-технологический центр. – Киев, 1998 г.
6. *Radiological conditions in the Dniپر River basin: assessment by an international expert team and recommendations for an action plan.* – Vienna: IAEA, 2006. – 186 p.
7. *IAEA, Preliminary summary report IAEA international peer review mission on mid-and-long-term roadmap towards the decommissioning of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power station units 1–4.* – Japan, 25 Nov. – 4 Dec. 2013.
8. *Omoto A.* The accident at TEPCO's Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station: What went wrong and what lessons are universal? *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research.* – 2013. – A731. – P. 3–7.
9. *Steinhauser G., Brandl A., Jonson T. E.* Comparison of the Chernobyl and Fukushima nuclear accident: A review of the environmental impact // *Science of the Total Environment.* – 2014. – V. 470–471. – P. 800–817.
10. *Скалозубов Н. В., Ключников А. А., Ващенко В. Н., Яровой С. С.* Анализ причин и последствий аварии на АЭС «Фукусима» как фактор предотвращения тяжёлых аварий в корпусных реакторах: – Чернобыль: Институт проблем безопасности АЭС, 2012. – 280 с.
11. *Картографічна база даних радіаційного забруднення території Японії після аварії АЕС «Фукусіма», <http://ramap.jmc.or.jp/map/eng/>.*
12. *Гуманітарні наслідки аварії на ЧАЕС. Стратегія відродження. На замовлення ПРООН та ЮНІСЕФ. Звіт.*
13. *Baba M.* Fukushima Accident: What happened? / *Radiation Measurements* 55. – 2013. – С. 17–21.
14. *Steinhauser G., Brandl A., Johnson T.* Comparison of the Chernobyl and Fukushima nuclear accidents: A Review of the Environmental Impacts / *Sci. Total Envir.* – V. 470–471. – 2014. – С. 800–817.

ЯДЕРНІ КАТАСТРОФИ НА ЧОРНОБИЛЬСЬКІЙ АЕС ТА АЕС «ФУКУСИМА» ТА АТОМНА ЕНЕРГЕТИКА У ХХІ СТОЛІТТІ

В. Г. Бар'яхтар, М. І. Железняк, М. Г. Данилевич

У статті представлено короткий аналіз ядерних аварій на Чорнобильській АЕС (1986 р.) та на АЕС «Фукусіма» (2011 р.). Приведено огляд причин цих аварій та опис їх протікання. Представлено характеристику радіоактивного забруднення навколишнього середовища в результаті цих катастроф, а також першочергові дії щодо ліквідації їх наслідків та захисту населення.

NUCLEAR DISASTERS AT CHORNOBYL NPP, FUKUSHIMA NPP AND NUCLEAR POWER ENGINEERING IN THE XXI CENTURY

V. G. Baryakhtar, M. I. Zhelezniak, M. G. Danilevich

The article presents a brief analysis of nuclear accidents at the Chornobyl NPP (1986) and Fukushima NPP (2011), discusses causes and scenarios of the accidents. The radioactive contamination of the environment resulting from the disasters is characterized, and top-priority actions for mitigation of the consequences and protection of public are discussed.

Обращение с радиоактивными отходами в начальный период ликвидации последствий аварии на ЧАЭС. Обзор и анализ

Б. Я. Осколков

*ГНИУ «Чернобыльский центр по проблемам ядерной безопасности,
радиоактивных отходов и радиоэкологии», г. Славутич*

К сожалению, аварии в сфере ядерной энергетики не являются исключением для технического прогресса. Именно поэтому опыт, полученный при ликвидации таких аварий, нуждается в тщательном изучении и извлечении необходимых уроков. Обращение с радиоактивными отходами (РАО) – один из основных аспектов задачи ликвидации последствий аварии. В предлагаемой статье выполнены обзор и анализ имеющейся информации по вопросам обращения с РАО во время ликвидации последствий аварии на 4-м энергоблоке Чернобыльской АЭС. Именно эта авария послужила мощным импульсом для развития работ по обращению с РАО во всем мире и разработки ряда технологий, используемых при обращении с аварийными РАО в настоящее время.

В обзоре рассмотрены основные источники и процессы образования РАО при аварии на ЧАЭС 1986 г., изложен опыт их сбора и утилизации, полученный в то время. Не все источники и материалы были доступны для исследования, однако автор старался наиболее полно представить все аспекты обращения с РАО при ликвидации Чернобыльской аварии.

Ключевые слова: Чернобыльская АЭС, радиоактивные отходы, радиоактивные выбросы, ликвидация последствий радиационной аварии

Введение

При возникновении аварии на ядерно-энергетическом объекте в короткий срок образуется большое количество РАО. В процессе аварии и в последующий период ее ликвидации формируются весьма специфические послеаварийные потоки РАО, требующие соответствующего обращения (сбора, контейнеризации, временного захоронения). Чем значительнее авария, тем большее количество РАО различных видов образуется и тем сложнее организовать и обеспечить надлежащее обращение с ними и их захоронение.

Заблаговременная подготовка к такому развитию событий встречается с двумя основными противоречиями: с одной стороны – огромные затраты, с другой – отсутствие адекватной отдачи от вложенных средств в разумные сроки. Весьма возможно, и это было бы наилучшим исходом, что средства, вложенные в противоаварийное обращение с РАО, вообще никогда не будут востребованы.

До настоящего времени ни один проект крупного ядерного объекта, ни система организации обращения с РАО в стране не предусматривают возможности приема и переработки таких аварийных объемов РАО. Организация временного хранения в этом случае наиболее целесообразна, так как требует меньших финансовых и трудовых затрат и вполне допустима с точки зрения радиационной безопасности и охраны окружающей среды.

Из опыта Чернобыля следует, что значительную часть радиоактивности образующихся аварийных РАО представляют относительно короткоживущие изотопы, временное хранение которых на период распада может быть обеспечено в облегченных условиях, что не приведет к распространению радиоактивного загрязнения, превышающего опасные уровни. Однако и в этом случае заблаговременная подготовка к таким противоаварийным мероприятиям оказывается необходимой и полезной.

Подробный анализ выполненных мероприятий по обращению с РАО в период аварий, в частности на Чернобыльской АЭС, может быть полезен для разработки программы действий по подготовке к аварийным ситуациям на АЭС.

Образование РАО во время аварии на 4-м энергоблоке ЧАЭС

Анализ любого события, в том числе аварии на ядерном объекте, определяется целями исследования. В соответствии с темой настоящего обзора мы будем рассматривать события аварийного процесса с позиции их влияния на образование радиоактивных отходов.

Для образования РАО на ЧАЭС наиболее важными параметрами являются: характер аварии – взрыв ядерного реактора; масштаб аварии – 7-я категория по шкале INES; длительность протекания аварии – время, в течение которого происходило образование РАО; основные источники и причины образования РАО.

Общие оценки радиоактивных отходов, образовавшихся в результате аварии на ЧАЭС

Чернобыльская авария привела к образованию огромного количества радиоактивных отходов. К сожалению, попытки дать точную оценку объемам чернобыльских РАО встречают большие трудности в связи с недостатком первичной информации и различием методологических подходов к их оценке. Общие оценки запасов РАО, находящихся в Чернобыльской зоне отчуждения (ЧЗО), по данным Государственной администрации зоны отчуждения Украины представлены в табл. 1.

Таблица 1. Оценки общего запаса РАО в объектах Чернобыльской зоны отчуждения (сводные данные из отчетов ГСП ЧАЭС, ГСП «Комплекс»)

Вид хранилища	Число объектов	Объем РАО, м³	Активность, ТБк
ПЗРО (пункт захоронения радиоактивных отходов)	3	631518,9	5420,0
ПВЛРО (пункт временной локализации радиоактивных отходов)	9	1296588,0	1840,0
Объект «Укрытие» (включая промплощадку)	1	662500,0	740000,0
Хранилища ЧАЭС	4	19794,0	385,0
Грунты ЧЗО	–	11000000,0	8130,0
Всего	–	13610409,0	755775,0

Общая характеристика аварии

Авария на 4-м блоке Чернобыльской АЭС, произошедшая 26 апреля 1986 г., была наиболее крупной аварией на ядерном объекте за весь период использования человечеством ядерной энергии. В результате неконтролируемого разгона реактора типа РБМК мощностью 1000 МВт, произошли взрыв и полное разрушение активной зоны реактора и строительных конструкций здания энергоблока (рис. 1).

В результате аварии за пределы АЭС было выброшено огромное количество радиоактивного материала, что привело к широкомасштабному загрязнению больших территорий в Украине и во всем мире. Масштабы разрушений и распространения радиоактивного загрязнения дали основания отнести эту аварию к высшей, 7-й

категории по международной классификации INES. Время, в течение которого происходило образование радиоактивных отходов, также было беспрецедентным: если исчислять его от момента взрыва до момента прекращения поступления радиоактивных веществ от первичного источника и до времени возобновления эксплуатации объекта, то оно составляет более 1,5 лет (от 26 апреля 1986 г. до декабря 1987 г.). Источниками радиоактивного загрязнения внешней среды и образования РАО стали выброс радионуклидов из разрушенного реактора и последующее горение графита.



Рис. 1. Общий вид разрушенного энергоблока. Хорошо виден развал, где сосредоточено большое количество фрагментов реактора

Оценка выбросов радиоактивных веществ в процессе аварии и образование РАО

Количество РАО, образовавшихся во время аварии, определяется выбросом активности. Оценки общего количества выброшенной активности от момента аварии до настоящего времени являются предметом дискуссии и имеют весьма широкий разброс – от 50 МКи до 150 ± 50 МКи, включая выброс легколетучих и газообразных радионуклидов [4, 8, 11, 28].

Оценка величины выброса существенно зависит от целей исследователя, проводящего оценку. Например, для оценки доз облучения персонала и населения важен полный учет всех дозообразующих радионуклидов, в том числе благородных газов и короткоживущих изотопов (с периодом полураспада сутки и менее), и в таком случае более высокие значения интегрального выброса могут представляться разумными. В настоящем обзоре за исходное значение нами принята величина 90 МКи [28], включающая изотопы с периодом полураспада ($T_{1/2} \geq 20$ ч) и без учета благородных газов, т. е. нуклиды, значимые для рассматриваемой задачи – предварительного обращения с РАО.

Протекание аварии и выбросы радиоактивных веществ

Зона радиоактивного загрязнения, сформировавшаяся в результате выброса на начало 10 мая, представлена на рис. 11 цветной вкладки.

Именно радиоактивные выбросы обусловили образование огромного количества РАО, находящихся в ЧЗО до настоящего времени. При этом следует отметить, что

радиоактивное загрязнение территории Чернобыльской зоны отличается крайне высокой вариабельностью (изменения плотности загрязнения наблюдаются даже на расстоянии нескольких метров). Однако радионуклидный состав загрязнения остается близким к составу топлива предаварийного реактора, и загрязнение грунтов определяется в основном топливными частицами [3, 58].

Как принято считать [11, 53], выброс активности происходил в четыре стадии:

1. Стадия «Взрыв», 26 апреля 1986 г.

На этой стадии выход радиоактивности во внешнюю среду был обусловлен взрывом реактора и разрушением конструкций. Фрагменты активной зоны – (тепловыделяющие сборки (ТВС), тепловыделяющие элементы (ТВЭЛы) графитовая кладка) – были выброшены на территорию и здания, находящиеся вблизи 4-го блока. Кроме этого, наблюдался выброс продуктов деления в виде мелко диспергированного топлива в результате первичных аварийных процессов и летучих радионуклидов в атомарной и аэрозольной форме (йода, цезия и др.), выделявшихся из перегретого (до температуры 1600–1800 °С) топлива.

2. Стадия «Горение графита», 26 апреля – 02 мая 1986 г.

На второй стадии аварии выброс радиоактивности был связан с горением реакторного графита, когда вместе с продуктами горения выбрасывались мелкодисперсные частицы топлива и продукты деления, сорбированные графитом. Температура топлива в это время была ниже 1600 °С, и утечка продуктов деления из топливных частиц происходила незначительная. Изотопный состав выброса был близок к выбросу на первой стадии при относительном уменьшении количества летучих компонентов, т. е. близок к составу топлива реактора на конец кампании.

3. Стадия «Образование лавообразных топливосодержащих масс (ЛТСМ)», 02–05 мая 1986 г.

Выброс радиоактивности за пределы конструкций реактора определяется перегревом топлива за счет радиоактивного распада до температур 2500–2800 °С. Существенный вклад в суммарный выброс на этой стадии вносили пылевые выбросы, связанные с противоаварийными мерами, а именно с забрасыванием реактора спецматериалами.

4. Стадия после 05 мая 1986 г. Заключительная.

Выброс радионуклидов резко уменьшился. Основной причиной снижения считается окончание процесса горения графита (выгорел весь вовлеченный в процесс графит). Снизилась интенсивность процессов остаточного тепловыделения, в том числе и в связи с предпринятыми противоаварийными мерами. Однако еще в течение всего мая 1986 г. продолжали наблюдаться отдельные залповые выбросы радиоактивности.

В литературе основной период выброса радиоактивности обычно определяется как «активная фаза аварии», т. е. для Чернобыльской аварии это период с 26 апреля по 06 мая 1986 г. [30, 86]. Именно в это время произошли собственно сам взрыв (разрушение реактора 4-го энергоблока) и последующее горение графита реактора, обусловившие выбросы и образование основной массы РАО.

Оценки суммарного выброса активности впервые были приведены в материалах, представленных МАГАТЭ в отчете советской делегации на совещании в Вене в августе 1986 г. Распределение общего газоаэрозольного выброса активности во времени по данным доклада [11] показано в табл. 2.

На десятый день после аварии радиоактивные выбросы аварийного энергоблока резко уменьшились, а к концу мая составляли уже менее 10 Ки/сут. За период с 9 по 15–20 мая мощность выброса упала с 13000 Ки/сут. до десятков Ки/сут. и далее мало изменялась (табл. 3).

Таблица 2. Выбросы в активной фазе аварии

Дата	Время после аварии, сутки	Q %,МКи
26.04	0	12
27.04	1	4,0
28.04	2	3,4
29.04	3	2,6
30.04	4	2,0
01.05	5	2,0
02.05	6	4,0
03.05	7	5,0
04.05	8	7,0
05.05	9	8,0
06.05	10	0,1
09.05	14	~0,01
23.05	28	20–10 ⁻⁶

**Таблица 3. Оценка мощности выброса во 2–3-й декадах мая 1986 г.
по данным пробоотбора из шлейфа выброса**

Дата отбора	Мощность выброса, Ки/сут. [93]
09.05	12600
11.05	8700
13.05	420
16.05	1680
19.05	50
22.05	50
23.05	20

Этапы образования РАО в процессе ликвидации последствий аварии

Для рассмотрения организации системы обращения с РАО при ликвидации последствий аварии (ЛПА) чрезвычайно важными являются структуризация и периодизация как собственно процесса образования аварийных РАО, так и развития системы обращения с ними.

Существующие аналитические работы относительно систематизации организации мероприятий по ликвидации последствий Чернобыльской аварии фокусируют свое внимание главным образом на стадиях развития организационных структур при ЛПА в целом [13, 45, 48] и не отражают особенностей управления процессом образования РАО и обращения с ними. Тем не менее структуризация процессов образования РАО является весьма важным моментом, поскольку определяет их характеристики и, в конечном счете, требования к методам обращения с ними.

В случае аварии на ЧАЭС образование радиоактивных отходов, их количественные и качественные характеристики определяются процессами, указанными в табл. 4.

Из характеристики процесса выброса, рассмотренного выше, ясно, что образование РАО (**1-й этап образования РАО**) за счет первичных аварийных процессов можно считать закончившимся к 23–30 мая. Однако образование РАО продолжалось и далее, поскольку распространение радиоактивности из разрушенного реактора не прекратилось полностью, не были восстановлены барьеры безопасности и аварийный

источник радиоактивности – разрушенный реактор 4-го энергоблока ЧАЭС – продолжал оставаться в неконтролируемом состоянии.

Таблица 4. Процессы образования РАО при аварии на ЧАЭС

№ п/п	Характеристика протекающих процессов	Период
1	РАО, образовавшиеся в результате первичного выброса – в результате взрыва реактора и первичного пожара на кровле	26.04.1986 (01 ч 23 мин 44 с – 06 ч 35 мин)
2	Образование РАО вследствие радиоактивных выбросов во время аварийного пожара (горение графита)	27.04 – 6.05-09.05.1986
3	РАО, образовавшиеся в результате первичных противоаварийных мероприятий (подачи воды в разрушенный реактор, забрасывания его песком, сброса воды из бассейна-барботера, откачки ее с нижних отметок здания реактора и дезактивации прилегающей территории для проведения мероприятий по предотвращению развития аварии)	26.04 - 10.05.1986
4	Основные противоаварийные мероприятия (строительство «саркофага», дезактивация территории, зданий и помещений энергоблоков. Возобновление эксплуатации 1-го, 2-го и 3-го энергоблоков)	20.05.1986 – декабрь 1987
5	Образование РАО на стадии ЛПА (дезактивационные работы в ЧЗО в целом, широкая дезактивация населенных пунктов и территории, пылеподавление и др.)	30.11.1986 – конец 1989 (окончание 2-й стадии ЛПА)

Выполнение работ по ликвидации аварии также сопровождалось образованием дополнительных объемов РАО, которые требовали удаления и захоронения. Таким образом, после активной фазы аварии можно выделить **2-ю фазу – 2-й этап образования РАО на этапе укрытия аварийного реактора – строительство объекта «Укрытие» (ОУ) или «саркофага».**

Возведение «саркофага» сопровождалось активной дезактивацией на территории аварийного 4-го энергоблока и образованием РАО. Кроме того, необходимо отметить, что в очаг радиоактивного загрязнения во время строительных работ поступали огромные объемы металла в виде металлических конструкций, бетона (в отдельные сутки строительства количество жидкого бетона, укладываемого в конструкции «саркофага», превышало 5500 м³), которые становились радиоактивными, а в будущем квалифицировались как РАО.

3-й этап обращения с РАО – период организации и проведения планируемого удаления РАО из аварийного очага. В этот период проводились работы по возобновлению эксплуатации неповрежденных энергоблоков станции, в том числе очистка (дезактивация) помещений и территории энергоблоков и промплощадки ЧАЭС, создание специально спроектированных могильников для захоронения РАО. Эти работы велись по планам-графикам, утвержденным правительственной комиссией.

С окончанием 3-го этапа заканчивается собственно аварийный процесс, когда нештатные процессы остановлены, в основном взяты под контроль, и не возникают новые источники образования радиоактивного загрязнения.

Можно выделить и 4-й этап – период выполнения широкомасштабной дезактивации территории и сооружений Чернобыльской зоны отчуждения, создание долговременных хранилищ РАО, отвечающих требованиям безопасности. В этот период аварийные РАО, собранные во временных захоронениях, удаляются в долговременные,

окончательные хранилища. Это период, начавшись в 1987–1988 гг., продолжается до настоящего времени.

Характеристика образующихся РАО при различных аварийных процессах

Как уже отмечалось, процессы радиоактивного выброса определяют образование РАО, их основные физико-химические свойства и радиационные характеристики.

Выброс ядерного топлива и образование высокоактивных РАО

Основным источником радиоактивных веществ, послуживших причиной образования РАО при аварии на ЧАЭС, являлось облученное ядерное топливо.

К моменту аварии активная зона реактора содержала 1659 ТВС. Большая их часть представляла собой ТВС первой загрузки с выгоранием 11–15 МВт·сут/кг урана. Среднее выгорание по активной зоне составляло 10,9 МВт·сут/кг урана. Масса урана в каждой кассете составляла 114,7 кг, полная масса топлива, загруженного в активную зону, составляла 190,2 т [31].

Радиоизотопный состав топлива 4-го энергоблока на момент аварии представлен в табл. 5. Для удобства рассмотрения радионуклиды сгруппированы нами в три группы.

Таблица 5. Радионуклидный состав топлива в реакторе 4-го энергоблока на момент аварии [27, 86]

№ п/п	Нуклид	Бк	Кюри	Полная масса, Кг	Вид распада	Период полураспада
	Газообразные нуклиды, несущественные для организации обращения с РАО в период ЛПА					
1	Kr-83m	4,80E+17	1,30E+07	6,30E-04	Изомерный переход (ИП) (γ)	1,85 h
2	Kr-85m	1,10E+18	3,10E+07	3,70E-03	75% β ⁻	4,480 h
3	Kr-85	2,80E+16	7,50E+05	1,90E+00	β ⁻	10,752 y
4	Kr-87	2,20E+18	5,90E+07	2,10E-03	β ⁻	76,3 m
5	Kr-88	3,10E+18	8,40E+07	6,60E-03	β ⁻	2,84 h
6	Xe-122	1,70E+16	4,60E+05	3,60E-04	EC	20.1 h
7	Xe-131	3,30E+16	9,00E+05	1,10E-02	–	–
8	Xe-133	6,50E+18	1,80E+08	9,40E-01	β ⁻	5,25d
9	Xe-135	6,70E+18	1,80E+08	7,00E-02	β ⁻	9,10h
10	Xe-138	6,50E+18	1,80E+08	1,80E-03	β ⁻	14,08 m
	Радионуклиды, определяющие радиационную обстановку при первичной сортировке и сборе РАО					
11	Ga-72	3,00E+13	8,00E+02	2,60E-07	β ⁻	14,10 h
12	As-76	3,30E+15	8,80E+04	5,60E-05	β ⁻	26,3 h
13	As-77	7,80E+15	2,10E+05	2,00E-04	β ⁻	38,8 h
14	Br-80m	1,20E+17	3,30E+06	3,70E-04	ИП (γ)	4,4205 h
15	Br-80	1,20E+17	3,30E+06	2,40E-05	β ⁻	17,68 m
16	Br-82	3,40E+17	9,20E+06	8,40E-03	β ⁻	35,282 h

17	Br-83	4,80E+17	1,30E+07	8,20E-04	β^-	2,40 h
18	Br-84	8,70E+17	2,40E+07	3,40E-04	β^-	31,76 m
19	Rb-86	1,70E+18	4,50E+07	5,60E-01	β^-	18,642 d
20	Rb-88	3,10E+18	8,40E+07	7,00E-04	β^-	17,773 m
21	Y-90	2,30E+17	6,10E+06	1,10E-02	β^-	64,053 h
22	Sr-92	5,30E+18	1,40E+08	1,10E-02	β^-	2,66 h
23	Y-92	5,30E+18	1,40E+08	1,50E-02	β^-	3,54 h
24	Sr-93	5,80E+18	1,60E+08	5,60E-04	β^-	7,43 m
25	Y-93	5,80E+18	1,60E+08	4,70E-02	β^-	10,18 h
26	Nb-95	5,70E+18	1,50E+08	3,90E+00	β^-	34,991 d
27	Nb-96	6,00E+18	1,60E+08	1,10E-01	β^-	23,35 h
28	Nb-97	5,80E+18	1,60E+08	5,80E-03	β^-	72,1 m
29	Mo-99	6,10E+18	1,60E+08	3,40E-01	β^-	65,976 h
30	Tc-99m	5,40E+18	1,50E+08	2,80E-02	–	6,01h
31	Mo-101	6,00E+18	1,60E+08	1,30E-03	β^-	14,61 m
32	Tc-101	6,00E+18	1,60E+08	1,20E-03	β^-	14,02 m
33	Ru-103	3,80E+18	1,00E+08	3,10E+00	β^-	39,247 d
34	Rh-103	3,80E+18	1,00E+08	3,10E-03	ИП (γ)	56,114 m
35	Rh-105	2,00E+18	5,40E+07	6,30E-02	β^-	35,36 h
36	Rh-106m	7,10E+17	1,90E+07	5,40E-06	β^-	131 m
37	Ag-110	1,00E+17	2,70E+06	5,70E-01	β^-	24,6 s
38	Ag-111	8,30E+16	2,20E+06	1,40E-02	β^-	7,45 d
39	In-116	1,50E+16	4,10E+05	1,40E-05	β^-	54,29 m
40	Sn-117	1,60E+16	4,20E+05	5,30E-03	ИП (γ)	13,76 d
41	I-122	1,70E+16	4,60E+05	1,10E-06	EC	3,63 m
42	I-124	2,60E+16	7,00E+05	2,80E-03	EC	4,1760 d
43	Sb-126	8,30E+16	2,30E+06	2,90E-05	β^-	12,35 d
44	Sb-126m	1,20E+16	3,20E+05	3,80E-03	86% β^- ИП(γ)14%	19,15 m
45	Sb-127	2,00E+17	5,50E+06	2,00E-02	β^-	3,85 d
46	Te-127	1,70E+17	4,50E+06	1,70E-03	β^-	9,35 h
47	Te-129	1,00E+18	2,80E+07	9,40E-01	β^-	69,6 m
48	Te-129m	6,50E+17	1,80E+07	8,40E-04	68%ИП(γ) β^- 37%	33,6 d
49	I-131	3,10E+18	8,30E+07	6,70E-01	β^-	8,0252 d
50	Te-132	4,50E+18	1,20E+08	4,00E-01	β^-	3,204 d
51	I-132	4,50E+18	1,20E+08	1,20E-02	β^-	2,295 h
52	I-133	6,70E+18	1,80E+08	1,60E-01	β^-	20,83 h
53	Te-134	7,70E+18	2,10E+08	6,20E-03	β^-	41,8 m
54	I-134	7,70E+18	2,10E+08	7,80E-03	β^-	52,6 m
55	Cs-136	6,30E+18	1,70E+08	2,30E+00	β^-	13,16 d
56	Ba-137m	2,50E+17	6,60E+06	1,20E-05	100% ИП (γ)	2,552 m
57	Cs-138	6,50E+18	1,80E+08	4,20E-03	β^-	33,41 m
58	Cs-139	6,20E+18	1,70E+08	1,20E-03	β^-	9,27 m
59	Ba-139	6,20E+18	1,70E+08	1,00E-02	β^-	83,06 m
60	Ba-140	6,10E+18	1,60E+08	2,30E+00	β^-	12,7527 d
61	La-140	6,10E+18	1,60E+08	2,90E-01	β^-	1,67855 d
62	La-141	5,60E+18	1,50E+08	2,70E-02	β^-	3,92 h

63	Ce-141	5,50E+18	1,50E+08	5,20E+00	β^-	32,508 d
64	La-142	5,60E+18	1,50E+08	1,10E-02	β^-	92,5 m
65	Ce-143	5,60E+18	1,50E+08	2,30E-01	β^-	33,039 h
66	Pr-143	5,50E+18	1,50E+08	2,20E+00	β^-	13,57 d
67	Ce-144	3,90E+18	1,10E+08	3,30E+01	β^-	284,91 d
68	Pr-144	3,80E+18	1,00E+08	1,40E-03	β^-	17,3 m
69	Nd-147	2,20E+18	5,80E+07	7,20E-01	β^- 100%	10,98d
70	Pm-148	1,60E+18	4,40E+07	2,00E+00	β^- 100%	5,3681d
71	Nd-149	1,10E+18	3,00E+07	2,40E-03	100% β^-	1,7281h
72	Pm-149	1,10E+18	3,00E+07	7,50E-02	100% β^-	53,08 h
73	Pm-151	4,90E+17	1,30E+07	1,80E-02	β^-	28,40 h
74	Sm-153	2,00E+17	0,55E-07	1,30E-02	β^-	46,284 h
75	Eu-156	3,60E+16	9,70E+05	1,70E-02	β^-	15,19 d
76	Gd-159	5,30E+15	1,40E+05	1,40E-04	β^-	18,479 h
77	Tb-160	2,00E+15	5,40E+04	4,80E-03	β^-	72,3 d
78	Gd-162	4,80E+14	1,30E+04	1,10E-07	β^-	8,4 m
79	Tb-162	4,80E+14	1,30E+04	8,70E-08	β^-	7,60 m
80	Dy-165	2,90E+13	7,80E+02	9,50E-08	β^-	2,334 h
81	Np-239	5,80E+19	1,60E+09	6,70E+00	β^-	2,356 d
Радионуклиды, значимые для обращения с РАО						
82	Se-75	1,00E+15	2,80E+04	1,90E-03	EC	119.78 d
83	Rb-87	2,30E+17	6,20E+06	1,90E+01	100% β^-	$4,81 \cdot 10^{+10}$ y
84	Sr-89	3,90E+18	1,10E+08	3,70E+00	β^-	50,53 d
85	Sr-90	2,30E+17	6,20E+06	4,50E+01	β^-	28,90 y
86	Y-91	4,90E+18	1,30E+08	5,50E+00	β^-	58,51 d
87	Zr-95	5,80E+18	1,60E+08	7,40E+00	β^-	64,032 d
88	Ru-106	8,60E+17	2,30E+07	7,00E+00	β^-	371,8 d
89	Ag-110m	1,30E+15	3,60E+04	8,60E-09	98% β^- (ИП γ 1.38%)	249,76 d
90	In-115	1,60E+16	4,40E+05	7,10E-05	β^-	$4,41 \cdot 10^{+14}$ y
91	Sn-123	1,90E+16	5,10E+05	6,20E-02	β^-	129,2 d
92	Sb-125	1,50E+16	4,00E+05	3,90E-01	β^-	2,75856 y
93	Te-125	3,00E+15	8,10E+04	4,50E-03	—	—
94	Cs-134	1,70E+17	4,60E+06	3,60E+00	β^-	2,0652 y
95	Cs-135	3,70E+12	9,90E+01	8,60E+01	β^-	$2,3 \cdot 10^6$ y
96	Cs-137	2,60E+17	7,00E+06	8,10E+01	β^-	30,2 y
97	Pm-147	8,00E+17	2,20E+07	2,30E+01	β 100%	2,62513y
98	Pm-148 m	6,70E+16	1,80E+06	1,10E-02	β	41,29 d
99	Sm-151	6,50E+15	1,80E+05	6,70E+00	β^-	90 y
100	Eu-154	1,40E+16	3,70E+05	1,40E+00	99% β^-	8,601 y
101	Eu-155	1,10E+16	3,10E+05	6,70E-01	β^-	4,753 y
102	Pu-236	1,10E+11	3,10E+00	5,80E-06	α	2,858 y
103	Np-237	2,60E+11	7,10E+00	1,00E+01	α	$2,144 \cdot 10^{+6}$ y
104	Pu-239	9,50E+14	2,60E+04	4,10E+02	α	24110 y
105	Pu-241	1,80E+17	4,90E+06	4,90E+01	β^-	14,325 y
106	Am-241	1,60E+14	4,50E+03	1,30E+00	α	432,6 y
107	Pu-242	2,90E+12	7,80E+01	2,00E+01	α	$3,75 \cdot 10^{+5}$ y
108	Am-243	9,70E+12	2,60E+02	1,30E+00	α	7370 y

109	Cm-242	4,30E+16	1,20E+06	3,50E-01	α	162,8 d
110	Pu-238	1,30E+15	3,50E+04	2,00E+00	α	87,7 y
111	Cm-244	4,30E+14	1,20E+04	1,40E-01	α	18,1 y
112	Pu-240	1,50E+15	4,00E+04	1,80E+02	α	6561 y
	Сумма	2,99E+20	8,11E+09	1,03E+03		

Примечание: Переход атома из метастабильного состояния; сопровождается γ -излучением. ЕС – захват электрона – β -распад. Захват атомного электрона с превращением протона в нейтрон и излучением нейтрино.

Анализ групп нуклидного состава ядерного топлива на момент аварии показывает, что десять радиоактивных изотопов представляют газообразные нуклиды и практически не влияют на организацию обращения с РАО в период ЛПА, поэтому в данном обзоре они не рассматриваются.

Остальные радиоактивные изотопы можно разделить на две большие группы.

1-я группа – относительно коротко живущие, но вносящие большой вклад в создание радиационной обстановки. Мы выделили в эту группу изотопы, у которых за один год истечет 10 периодов $T_{1/2}$, когда количество активности снижается до величины, несущественной на уровне естественного радиоактивного фона (т. е. нуклиды с $T_{1/2}$ менее 40 суток). Этот 71 нуклид составляет около 6,2% (860 кг по массе) от всей активности и должен учитываться при оценке радиационной обстановки и организации работ по сбору РАО, а также при принятии решений по их первичному хранению и захоронению. Выброс этих радионуклидов происходил в виде как конденсационных, так и топливных частиц. Величина выброса колеблется от 3,5% до 60% наработанной в реакторе активности [4]. Именно эти изотопы оказали большое влияние на первичную классификацию отходов и принятие решений по их удалению.

2-я группа – долгоживущие радионуклиды (30 изотопов, из них 7 изотопов, наработка которых в реакторе представлена достаточно малым количеством, и 23 – имеющих значимые величины содержания). Эти нуклиды являются определяющими для выбора метода захоронения. Их общая масса в активной зоне (АЗ) составляет 92,8% всей активности, наработанной в АЗ (все долгоживущие изотопы трансурановых элементов (ТУЭ) + цезий-137 + стронций-90), однако их выброс не был значительным – до 3,5%, что составляет порядка 449,08 кг.

Эта группа может быть разделена еще на две подгруппы:

2а – экологически значимые изотопы, имеющие относительно небольшой период полураспада, такие как стронций-90, цезий-134, определяющие как радиационную обстановку, так и значимые требования к обращению и долговременному захоронению.

Выброс этих нуклидов происходил как в виде конденсационных аэрозолей (в основном цезия), так и в составе топливных частиц – стронция. Суммарный процент выброса этих нуклидов от наработанного составлял от 3,5–4,5% ^{90}Sr до $33 \pm 10\%$ ^{137}Cs .

2б – долгоживущие изотопы трансуранового ряда (ТУЭ), которые будут определять требования к окончательному захоронению аварийных РАО. Выброс этих нуклидов не превысил 3,5% от наработанного и происходил в виде мелко диспергированной фракции топлива.

По оценкам, обший объем РАО в ЧЗО составляет около 13610409,0 м³. Если предположить, что мелкодисперсная фракция топливного выброса была распределена равномерно и только в этом объеме в пределах ЧЗО (консервативное предположение), тогда удельное содержание долгоживущих высокоактивных РАО составит 3,3–5 кг/м³ (сумма изотопов позиции 82–112, табл. 4). Если учесть, что 80,8% всех РАО в ЧЗО представляют именно грунты зоны, то в них может содержаться около 359,2 кг, а в

пунктах временной локализации РАО (ПВЛРО) – 42,74 кг долгоживущих альфа-активных радионуклидов. В этой оценке не учитывается количество активности, в том числе делящихся материалов, которые могли попасть в отдельные захоронения с фрагментами активной зоны. На преимущественно топливный характер радиоактивного загрязнения в Чернобыльской зоне указывают работы [49, 50, 58]. Отмечается, что вследствие первичного взрыва 26 апреля 1986 г. сформировался узкий (длиной до 100 км и шириной 1–5 км) прямой западный топливный след (направление на с. Толстый Лес). Он состоял в основном из мелкодисперсных неокисленных частиц ядерного топлива. Показано, что при первоначальном взрыве из активной зоны реактора были выброшены сравнительно крупные топливные частицы размером в десятки и сотни микрометров, которые вследствие высокой скорости осаждения выпали преимущественно вблизи реактора (до 2 км). Основная масса выпадений состояла из более мелких частиц (медианный радиус 2–3 мкм), представленных диоксидными кристаллитами (зернами) уранового топлива. Западный след содержал около 10–15% топливных частиц, выброшенных во время аварии за пределы промплощадки ЧАЭС. Юго-западный, северо-западный и северо-восточный следы образовались в основном за счет легколетучих продуктов деления, которые, поднимаясь в конвективном потоке на высоту более 1 км 26 апреля и до 600 м в последующие дни, сформировали конденсационные радиоактивные следы с незначительной убывающей долей окисленных топливных частиц. Радионуклидами топливного компонента радиоактивных выпадений (^{95}Zr , ^{95}Nb , ^{103}Ru , ^{106}Ru , ^{144}Ce) преимущественно была загрязнена ближняя зона аварии в виде четко выраженных западного и северного следов [58]. Таким образом, активность РАО ЧЗО в основном представлена именно топливной компонентой.

Моделирование процесса аварии и образование РАО

До настоящего времени единой общепризнанной модели протекания взрывного процесса на 4-м блоке ЧАЭС не существует. Различные варианты развития аварийного процесса показаны, например, в работе [1]. Следует отметить, что большинство исследователей сосредотачиваются на ядерной физике процесса протекания аварии, однако для темы настоящего обзора более важен аспект физико-механических процессов, определяющих выброс радиоактивных материалов и образование радиоактивных отходов.

С этой точки зрения рассматриваемые модели аварии можно разделить на три группы:

- модель, предполагающая минимальный выброс ядерного топлива из реактора, при котором основная его часть остается в шахте реактора и в дальнейшем образует ЛТСМ [25, 102];
- модель практически полного выброса АЗ реактора с последующим взрывом и выбросом диспергированного топлива и максимальное распространение облученного топлива за пределы реакторных помещений [63, 91, 92, 104];
- смешанная модель, при которой первичный разгон в нижней части АЗ реактора и рост температур обуславливают диспергирование части ядерного топлива, разрушение части технологических каналов и выход продуктов в кладку реактора. В результате происходит катастрофический подъем внутриреакторного давления, разрыв всех ТК и отрыв верхней крышки реактора схемы Е – тепловой взрыв реактора. Вместе с паром и топливо-графитовой пылью после подъёма и сдвига схемы «Е» за пределы шахты реактора была выброшена наружу значительная часть графитовых блоков с кусками труб ТК и тепловыделяющих сборок [92, 102]. Процессы диспергирования ядерного

топлива и образование пароводородной смеси (за счет пароциркиониевой реакции) могли протекать практически одновременно и привести к взрыву с выбросом части АЗ, разрушению строительных конструкций здания и реактора [30, 89]. Такая модель не противоречит как модели процесса образования лавообразных топливных масс, так и наблюдавшейся картине разрушений.

Точные количественные оценки выброшенного топлива остаются до настоящего времени весьма разноречивыми. Прямые наблюдения в первые дни после аварии не могли дать представительных данных ввиду крайне тяжелой радиационной обстановки и неготовности персонала и специальных подразделений к такого рода оценкам. Наблюдаемая картина разрушений позволяла предположить весьма значительный выброс ядерных материалов. Эпигнозные оценки мощности взрыва, обусловившие фактические разрушение энергоблока, расходятся в достаточном большом интервале: от 600 кг ТНТ [65], до 10 т ТНТ по сейсмическим источникам [90]. Наиболее близкая к реальности оценка, по нашему мнению, приводится в заключении специалистов взрывотехников от 16 мая 1986 г. В заключении указывается: «Взрыв, послуживший причиной разрушений на ЧАЭС, был эквивалентен приблизительно 30 т конденсированного взрывчатого вещества (ТНТ), однако не был бризантным и... имеющиеся разрушения могли произойти при взрыве гремучей смеси массой от 3,5 до 8,0 т, которая могла образоваться в зоне реактора» [61].

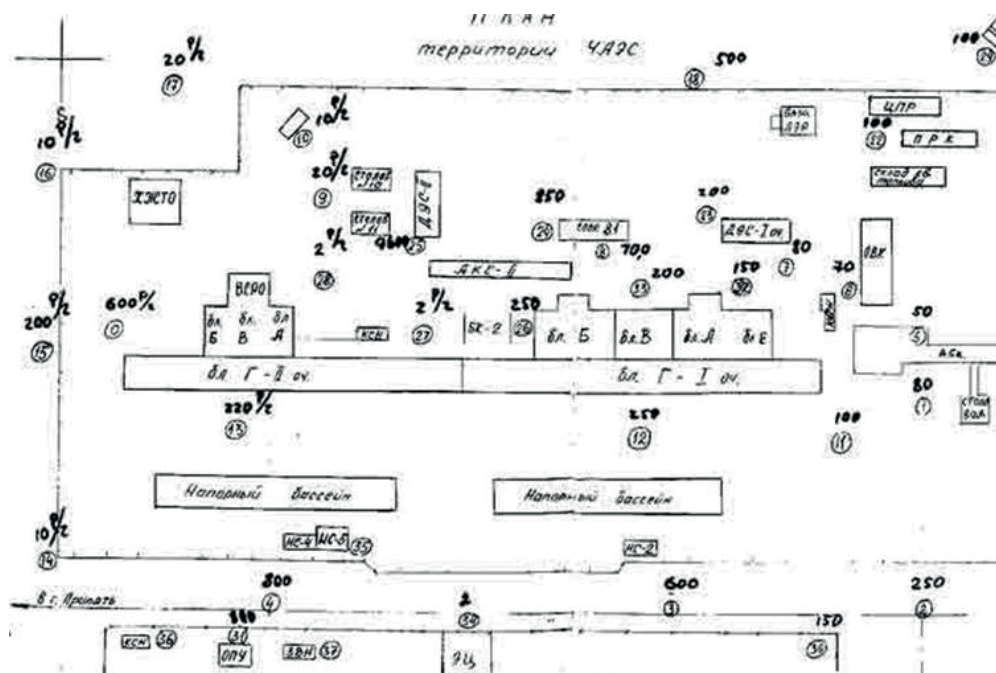
Вывод специалистов не противоречит более поздним теоретическим моделям образования гремучей смеси и протекания аварии [86].

Фактическая картина разрушений и теоретические расчеты подтверждают версии о значительном выбросе ядерного топлива. Некоторые расчеты процесса разрушения активной зоны 4-го реактора, выполненные позже, показали возможность полного диспергирования около 16% топлива в первые 7,5 с взрывного процесса [20].

Первые визуальные оценки, полученные при объезде и облете аварийного реактора, показали, что часть активной зоны выброшена из шахты реактора и разбросана по территории промплощадки, выброшена на кровли зданий 1-го, 2-го и 3-го энергоблоков [23, 47, 102]. На территории станции было обнаружено множество обломков конструкций активной зоны, графитовых блоков. Позднее отдельные графитовые блоки и их фрагменты были найдены на расстоянии 150–250 м и более от шахты реактора на промплощадке, часть графитовых блоков кладки реактора найдена в центральном зале, на верхних отметках вентиляционного центра, перекрытиях помещений барабанов-сепараторов, в машзале. Там же были обнаружены фрагменты ТВС, ТВЭЛов. На кровле 3-го блока была найдена нижняя часть технологического канала, внутри которого находилась тепловыделяющая сборка. По номеру на нижнем концевики было установлено, что до аварии она находилась в юго-восточном квадранте активной зоны, однако после аварии оказалась на крыше [64]. Один ТВЭЛ был обнаружен за строившимся 5-м энергоблоком у столовой на расстоянии 1600 м от шахты реактора. По свидетельству очевидцев, один фрагмент ТВЭЛа был найден висющим на проводах линии электропередач (ЛЭП) на открытом распределительном устройстве (ОРУ). Падение фрагментов активной зоны в пруд-охладитель на расстоянии примерно 1200 м от реактора было зафиксировано в момент аварии очевидцами. Мелкие фрагменты активной зоны были найдены на расстоянии 1200 м, за железной дорогой на северо-восток от 4-го энергоблока. Осаждение графитовой пыли было отмечено на расстоянии до 1–2 км от АЭС, например в с. Копачи и даже на расстоянии около 200 км (под г. Канев) [31, 64].

Значительный выброс ядерного топлива подтверждается данными радиационной обстановки. Мощности экспозиционной дозы, измеренные в первые дни на территории блока, превышали 200 Р/ч [47]. По информации сотрудников ЧАЭС, наблюдались уровни более 600 Р/ч (рис. 2).

Достаточно грубая ретроспективная оценка имевшихся данных измерений, приведенная к состоянию на 26–27 апреля 1986 г., представлена на рис. 3.



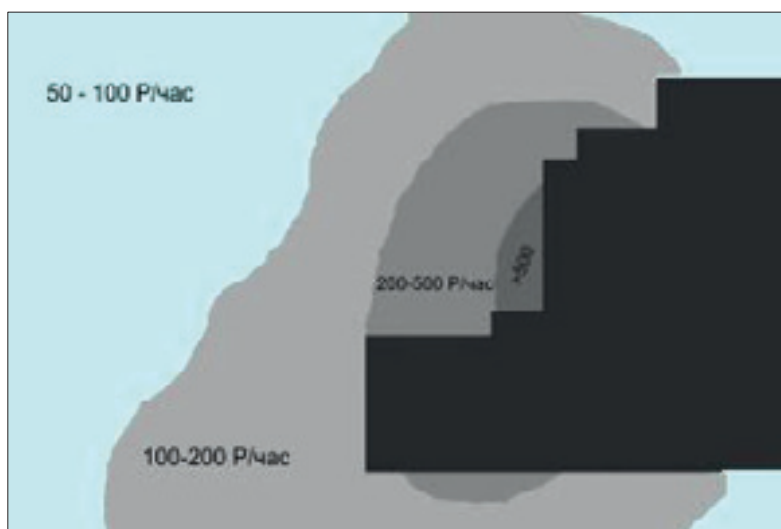


Рис. 3. Ретроспективная схема радиационной обстановки в районе 4-го энергоблока на 26 апреля 1986 г. [19]

Позднее оценки доз, полученные с помощью более точных приборов и методов, позволили уточнить верхний предел на уровне 1000, иногда до 5000 Р/ч¹ [29, 74].

Например, с помощью термолюминесцентных дозиметров по специальной методике на кровле подтрубного пространства была измерена мощность дозы в 11300 Р/ч [23].

Первые оценки количества выброшенного из реактора ядерного топлива были озвучены в докладе советской делегации в МАГАТЭ в 1986 г. (табл. 6), и в дальнейшем с незначительными поправками приводятся в большинстве публикаций. Как видно из таблицы, считается, что основная масса облученного топлива аварийного реактора (до 96%) находится в границах объекта «Укрытие».

Таблица 6. Распределение выброшенного топлива после аварии [31]

Месторасположение топлива	Количество топлива, % загрузки
В границах объекта «Укрытие»	>96
На территории площадки АЭС	<0,3
80-километровая зона (исключая площадку станции)	<1,5
Остальная территория бывшего СССР	<1,5
За границей	<0,1

При разработке проекта захоронения 4-го энергоблока ЧАЭС, сооружения, которое впоследствии получило название объект «Укрытие» («саркофаг»), было указано следующее распределение топлива (табл. 7):

¹ Применялся прибор-измеритель мощности дозы ИМД-21Б, диапазон измерения – 0,1 Р/ч до 10000 Р/ч, а также приборы КРБ-1 (до 1000 Р/ч), лабораторные экспериментальные приборы «Киржач-3» (до 3000 Р/ч).

Таблица 7. Распределение ядерного топлива, принятое Техническим заданием на разработку проекта захоронения блока №4 Чернобыльской АЭС и относящихся к нему сооружений. Утверждено Министром СМ СССР Е. П. Славским 02 июня 1986 г. [23]

В шахте реактора	10–30%
В машзале	} 30–45%
В деаэрационной этажерке и блоке В	
В завале у баллонной системы аварийного охлаждения реактора (САОР)	5%
На территории промплощадки	25%
За пределами промплощадки	15–25%

Примечание: по замечанию А. П. Александрова¹, состояние топлива следовало принимать в виде порошка, мелочи, кусков.

Несмотря на большой объем исследований, выполненных в послеаварийный период, о фактическом состоянии и определении местонахождения ядерного топлива [26, 28, 63, 65], официальные оценки топлива, оставшегося и выброшенного из реактора, подвергаются сомнениям. По результатам многолетних исследований комплексной экспедиции Курчатовского института и Межотраслевого научно-технического центра (МНТЦ) «Укрытие» принято распределение обнаруженного топлива в помещениях объекта «Укрытие» (табл. 8).

Таблица 8. Содержание топливосодержащих масс в помещениях объекта «Укрытие» по уточненным данным к 2010 г. [65]

Название (номер) помещения	Модификации ТСМ в помещении	Обнаруженное топливо, т (U) Оценки на 06.09.2010	Примечания
Центральный зал (914/2) и шахта реактора выше отметки +24.000	фрагменты активной зоны, ЛТСМ	более 22	С учетом 48 сборок со свежим топливом (5,5 т)
Южный бассейн выдержки (505/3)	129 кассет с отработанным ядерным топливом (ОЯТ)	14,8	Возможно присутствие ЛТСМ
Все верхние помещения, включая центральный зал (ЦЗ) (отметка +24.000 и выше)	топливная пыль	~5 на поверхности завала в ЦЗ, ~30 всего	Оценка в 30 т включает поверхностное загрязнение, загрязнение внутри завала в ЦЗ и во всех других помещениях
304/3	ЛТСМ	6±2	«Горизонтальный поток лавы»
301/5+301/6+303/3	ЛТСМ	5±2,5	«Горизонтальный поток лавы»
217/2	ЛТСМ	0,4±0,2	«Слоновья нога», «сталактиты»

¹ А. П. Александров – в то время президент АН СССР, согласовавший Техническое задание.

Продолжение табл. 8

Подаппаратное помещение 305/2 и 504/2 до отметки +24.000	фрагменты АЗ, ЛТСМ, пыль	80±30	Расчеты велись по 7 скоплениям ТСМ. Начало всех потоков ЛТСМ. Учтены ТСМ в проломе между пом. 304/3 и 305/2
Парораспределительный коридор (ПРК) (210/5+210/6+210/7)	ЛТСМ	12±6	«Большой вертикальный поток» и «малый вертикальный поток»
Бассейн-барботер (ББ)-2 (012/14+012/15+012/16)	ЛТСМ	минимум – 3, максимум – 14	
ББ-1 (012/5+012/6+012/7)	ЛТСМ	1,0±0,5	
Топливо под каскадной стеной	фрагменты АЗ, пыль	?	–
Вода во всех помещениях реакторного отделения	растворимые соли урана, взвесь	~4 кг	–
Топливо на площадке объекта «Укрытие»	фрагменты АЗ, пыль	0,75±0,25	–

Согласно данным, приведенным в табл. 8, предполагается, что в ЛТСМ может содержаться от 112 до 158,35 т топлива, т. е. $58,9\% \div 83,3\%$. Около 46,5 т – 24,4% – может находиться в завале центрального зала и других помещениях на верхних отметках здания 4-го энергоблока (пыль, фрагменты АЗ без учета топлива в кассетах ЦЗ и бассейнов выдержки (БВ)). Если принять за основу наиболее консервативные оценки найденного топлива – $112+46,5=158,5$ т, что составляет примерно 83,3% всего находившегося в реакторе ядерного топлива, то тогда около 17,7% топлива могло быть выброшено на кровли зданий и на территорию промплощадки. Эта цифра согласуется с некоторыми расчетными оценками. Так, моделирование процесса взрыва, послужившего причиной разрушения АЗ и выброса топлива [94], прогнозирует следующее распределение выброса: 50–60% активной зоны упали обратно в шахту реактора; 26–33% – находится в центральном зале; 6–15% выброшено на кровли зданий и примерно 2% – распределены по территории промплощадки. Некоторые исследователи считают, что большая часть топлива до настоящего времени не обнаружена, а в ЛТСМ находится только 23,8,+4,5 т UO_2 [63].

Вопрос о количестве выброшенного топлива и его местонахождении имеет значение для анализа мероприятий по обращению с РАО, поскольку отходы, содержащие ядерные материалы, требуют особого обращения и захоронения.

Лавообразные топливосодержащие массы – специфический вид аварийных РАО

Кроме радиоактивных выбросов, обусловивших образование основных объемов РАО, при аварии на Чернобыльской АЭС образовывались и такие специфические высокоактивные РАО, как лавообразные топливосодержащие массы. Энергия продуктов деления ядерного топлива разрушенного реактора привела к расплавлению конструкционных материалов реактора, стеновых ограждений и др. Состав исходных материалов, образовавших ЛТСМ, представлен в табл. 9. Наиболее подробно процесс образования чернобыльских топливосодержащих масс изучен Э. М. Пазухиным [86, 89].

Таблица 9. Материалы, находившиеся в шахте реактора (помещение 504/2) и подаппаратном помещении 305/2 в стадии образования и растекания лавы и вошедшие в состав ЛТСМ [2]

Материал	Находилось в помещениях 504/2* и 305/2 после аварии, т	Вошло в состав ЛТСМ, т
Топливо (U)	120	90
Сталь	1300**	<20***
Сerpентинитовая смесь	580	160
Бетон подреакторной плиты	–	130
Бетон строительных конструкций, попавший с верхних отметок	950	480
Материалы шахтной засыпки	300	280
Цирконий	?	45
Графит	750	Практически нет

Примечание: * в границах реакторного пространства; ** не учтены материалы схемы С и не расплавившиеся коммуникации низа реактора; *** 330 т расплавились и растеклись по подреакторным помещениям в виде металлического расплава.

Как видно из таблицы, в расплав входили материалы активной зоны, строительные конструкции, металл, бетонные блоки, попавшие в шахту реактора, и т. п. Общий объем ТСМ в обследованных помещениях объекта «Укрытие» составляет 380–580 м³. Основной компонент представлен двуокисью кремния. Образовавшиеся лавы содержат в среднем 7% по массе ядерного топлива. Радионуклидный состав этих РАО можно представить по характеристикам табл. 10.

Таблица 10. Радионуклидный состав «черной» керамики ЛТСМ [77]

Нуклид	Активность нуклидов, МБк/г в пересчете на 26.04.86			
	Среднее значение	Стандартное отклонение	Минимум	Максимум
¹⁴⁴ Ce	1,04·10³	3,02·10²	4,86·10²	2,14·10³
¹³⁷ Cs	2,25·10	8,93	5,41	5,05·10
¹³⁴ Cs	1,26·10	5,26	3,2	3,17·10
¹²⁵ Sb	1,57	1,57	1,80·10 ⁻¹	4,03
¹⁵⁴ Eu	1,37	2,68·10 ⁻¹	9,38·10 ⁻¹	2,1
¹⁵⁵ Eu	1,89	5,03·10 ⁻¹	1,21	2,68
⁹⁰ Sr	6,81·10	1,26·10	4,25·10	9,45·10
²³⁸ Pu	4,93·10 ⁻¹	5,96·10 ⁻¹	1,95·10 ⁻¹	3,62
²³⁹⁺²⁴⁰ Pu	9,42·10 ⁻¹	9,72·10 ⁻¹	5,80·10 ⁻¹	6,18
²⁴² Cm	2,05·10	2,30·10	2,18	1,30·10²
²⁴⁴ Cm	2,56	1,38	6,85·10 ⁻²	7,80·10
²⁴¹ Am	3,23·10 ⁻¹	5,66·10 ⁻¹	1,46·10 ⁻²	3,14
U, %	4,08	1,18	1,83	8,06
МВт·сут./ кг (U)	11,84	0,99	10,45	14,65

В настоящее время выделяется четыре вида специфических РАО, содержащих топливные материалы: фрагменты активной зоны реактора; диспергированное топливо в виде пыли, осевшей в помещениях разрушенного блока и на территории; застывшие ЛТСМ; образовавшиеся с течением времени модификации ТСМ, содержащие

растворимые формы урана, плутония, америция. Общий вес ЛТСМ оценивается величиной 1200 т [30].

Распределение ЛТСМ и оценка содержащегося в них топлива являются весьма важными данными для разработки системы обращения с ними в будущем. В настоящее время это важно для учета и взятия под контроль всего объема ядерных материалов, образовавшихся в результате аварии.

Образование РАО за счет горения графита

Образование РАО в период аварии на ЧАЭС происходило не только за счет собственно взрывного выброса, но и вследствие процесса горения графита кладки реактора. Началом горения графита считается конец дня 27 апреля 1986 г. Очевидцы указывают, что утром 27 апреля дым, поднимающийся над разрушенным реактором, был белым и более походил на пар, затем цвет выброса сменился на черный. Изменение цвета выброса и считается началом активного процесса окисления графита. По оценкам, горение графита продолжалось около 9 суток, т. е. с 27 апреля по 05 мая 1986 г. включительно [87]. 6 мая было зафиксировано резкое снижение активности выбросов (табл. 2). На десятый день после аварии радиоактивные выбросы аварийного энергоблока резко уменьшились, а к концу мая составляли уже менее 10 Ки/сут. За период с 9 по 15–20 мая мощность выброса упала с 13000 Ки/сут. до десятков Ки/сут и далее мало изменялась (табл. 3).

Оценки скорости окисления (горения) графита показывают, что колонна реакторного графита, состоящего из 12 блоков в форме параллелепипеда с сечением 25х25 см и высотой 60 см при температуре 950 ± 50 °С может сгореть за 274 ч. Однако фактические температуры в разрушенном реакторе были значительно выше, поэтому время горения могло быть значительно меньше [87]. Таким образом, экспериментальные результаты не противоречат наблюдавшейся картине. Отдельные выбросы, сопровождавшиеся выделением дыма из реактора, наблюдались вплоть до 12 мая [93].

Результаты многолетних исследований в объекте «Укрытие» позволяют предполагать, что графит кладки АЗ реактора (около 2400 т) выгорел весь, за исключением той части, которая была выброшена первичным взрывом и унесена с аэрозольной фракцией выброса.

Горение графита в сочетании с выбросом мелкодиспергированного топлива обусловило образование большого количества РАО в виде загрязненных конструкций пристанционных зданий и сооружений, грунтов промышленной площадки и прилегающих территорий. Так, при обследовании помещений разрушенного блока в 1987 г. отмечалось, что поверхности строительных конструкций блока покрыты топливосодержащим слоем пылеобразного графита толщиной до 1 см (обнаруживались горячие частицы, «вбитые» в бетон под слоем сажи) [29].

Радиоактивное загрязнение почвы в июне 1986 г. в пробах, отобранных в г. Чернобыль, отражено в табл. 11.

Таблица 11. Содержание радионуклидов в пробах почвы в 1986 г. [101]

№	Место отбора проб	Дата отбора	Удельная активность радионуклидов (кБк·м ⁻²)									
			¹⁴¹ Ce	¹⁴⁴ Ce	¹³¹ I	¹⁰³ Ru	¹⁰⁶ Ru	⁹⁵ Zr	⁹⁵ Nb	¹³⁷ Cs	¹³⁴ Cs	¹⁴⁰ La
1	Чернобыль Почва h = 0 см	12.06	1517,0	2257,0	203,5	2479,0	–	4070,0	5550,0	247,9	151,7	703,0
2	Чернобыль Почва h = 0,7 см	12.06	11,8	–	21,5	30,0	–	29,6	35,9	28,9	7,0	2,6
3	Чернобыль Почва h = 1,5 см	12.06	2,4	–	7,0	4,8	–	11,8	14,8	1,0	–	–
4	Чернобыль Почва H = 0 см	23.06	4440,0	7770,0	–	4070,0	–	11470,0	16280,0	1110,0	629,0	1036,0
5	Чернобыль Почва h = 1,0 см	23.06	28,5	66,6	21,5	44,4	–	74,0	103,6	–	–	–
6	Чернобыль Почва h = 2,0 см	23.06	–	–	–	35,2	–	–	–	–	–	–
7	Берег р. Припять в районе с. Шепеличи	14.06	3700,0	5180,0	103,6	4440,0	–	8880,0	12210,0	740,0	344,1	–
8	г. Припять ул Леси Украинки, д 14	8.08	15910,0	74000,0	–	19610,0	13690,0	66600,0	99900,0	5550,0	2886,0	–
9	г. Припять в районе здания ЛВД	8.08	7030,0	37000,0	–	7400,0	4810,0	26640,0	40700,0	2738,0	1184,0	–

Оценка массы выброшенного графита, выполненная по содержанию ¹⁴C, депонированного в лесной подстилке на окружающей АЭС территории, находится в интервале от 0,12 до 52,6 мг/м² при чувствительности метода 0,2 мг/м². Средняя активность ¹⁴C составляла 2,5·10⁷ Бк/г. Отсюда среднее содержание графита в подстилке составило 0,086 г на 1 г пробы; максимальное – до 0,4 г на 1 г пробы [32, 33]. Приведенные данные свидетельствуют о значительном выбросе аэрозольного графита в окружающую среду во время аварии и подтверждают факт образования РАО за счет процесса горения графита.

Другие процессы образования РАО во время аварии 1986 г. на ЧАЭС

В период активной стадии аварии с целью подавления радиоактивных выбросов производился сброс различных сыпучих материалов в помещения реактора. Решение о тампонировании реактора с воздуха набором веществ различного функционального назначения было принято правительственной комиссией уже 27 апреля 1986 г. в 8 часов утра [15, 45]. Сброс материалов производился с вертолетов с высоты около 200 м.

Обобщенные данные сброса «балластных» материалов на реактор по результатам учета приведены в работе [30], табл. 12.

Таблица 12. Сброс материалов на реактор [30]

Дата	Число вылетов	Масса сброшенных материалов, т	Количество материалов в блоке нарастающим итогом, т
27 апреля	44	150	150
28 апреля	93	300	450
29 апреля	186	750	1200
30 апреля	?	1500	2700
1 мая	?	1900	4600
2 мая	?	420 (?)	5020 (?)
3 мая	0	—	—
4 мая	0	—	—
5 мая	0	—	—
6 мая	0	—	5020

Всего на реактор в активную фазу аварии было сброшено более 5000 т различных сыпучих материалов. Среди них – около 40 т борсодержащих нейтронопоглощающих веществ, 2400 т свинца, 1800 т песка и глины, 600 т доломита, включая пылеподавляющие жидкости, такие как тринатрийфосфат и полимеризующиеся жидкости. В первый день полетов (27 апреля) было произведено 93 сброса, во второй – 186. По состоянию на 1 мая вертолетчики сбросили только песка 1900 т [15]. Затем количество сбрасываемых тяжелых твердых веществ было сокращено, а далее их выброс был прекращен вследствие опасений за устойчивость строительных конструкций. Характеристика сбрасываемых материалов представлена в табл. 13.

Таблица 13. Характеристика материалов, сбрасываемых на аварийный реактор в апреле-мае 1986 г. [30]

Название материала	Химическая формула	Оценочная масса, т
Карбид бора	B ₄ C	40
Доломит	MgCa(CO ₃) ₂	1200*
Мраморная крошка, глина, песок и др.	—	3500**
Свинец (дробь, «чушки» и др.)	Pb	6700***
Тринатрийфосфат (раствор)	Na ₃ PO ₄	2500
Другие пылеподавляющие композиции (растворы)	Латекс марки СКС-65ГП, барда, жидкое стекло, поливиниловый спирт, каучук СКТН и др.	2700
Всего		16600

Примечание: *во время активной стадии аварии сброшено ~600 т; **во время активной стадии аварии сброшено ~1800 т глины и песка; *** в первые 5 дней после аварии было сброшено 2400 т свинца; к 29 июня 1986 было дополнительно сброшено 1 890 т цеолита.

На рис. 4 приведена одна из фотографий разрушенного блока (вид сверху), сделанная после окончания активной стадии аварии.

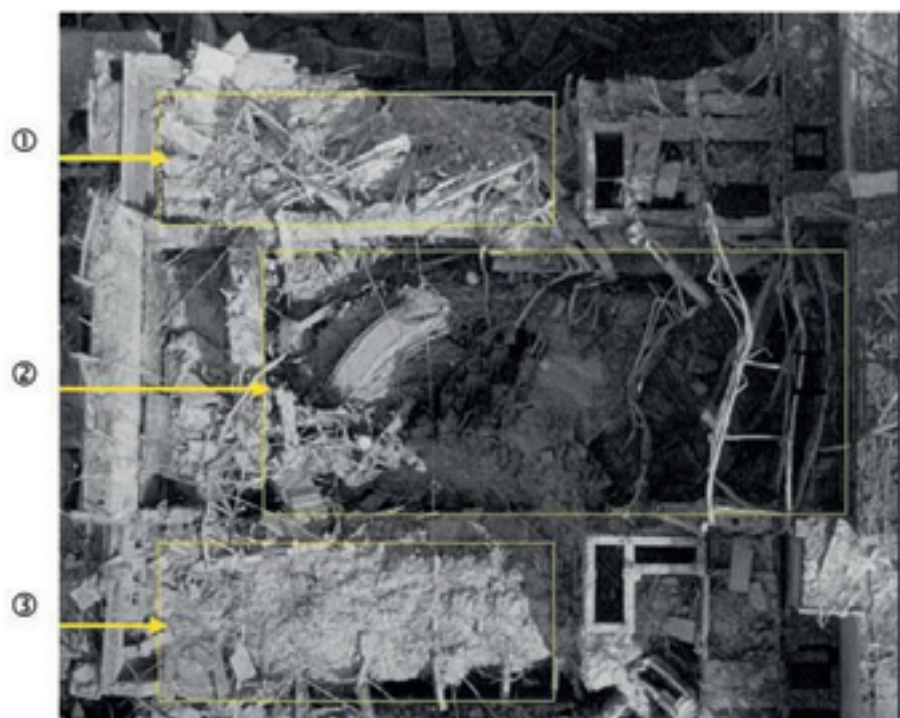


Рис. 4. Верхние отметки блока после аварии. 1 и 3 — завалы на потолках помещений северного и южного барабанов-сепараторов, 2 — центральный зал [19]

На фотографии хорошо видны завалы сброшенных материалов, находящиеся в центральном зале и на потолочных перекрытиях помещений барабанов-сепараторов.

Образование жидких РАО

Образование жидких РАО во время Чернобыльской аварии происходило как в результате аварийного повреждения контура охлаждения реактора, так и в результате противоаварийных мероприятий, например применения жидких пылеподавляющих средств во время ее ликвидации.

Уже во время первого облета аварийного реактора был установлен факт наличия льющейся воды в центральный зал (ЦЗ) [47]. Из литературных источников известно, что воду в реактор стали подавать сразу после взрыва ночью 26 апреля. Однако вода, подаваемая из контура многократной принудительной циркуляции (КМПЦ), разрушенного в результате аварии, фактически в реактор не попадала. Несколько тысяч тонн воды, смывая радиоактивное загрязнение, затопили все нижние отметки 3-го и 4-го энергоблоков и, в частности, подвальные помещения вспомогательных сооружений реакторного отделения (ВСРО), машинного зала и главного корпуса. 26 апреля было установлено проникновение этой воды в кабельные каналы, имеющие сообщение с работающими энергоблоками, что представляло большую опасность. Персоналом АЭС эта вода с нижних отметок откачивалась во все пригодные емкости, даже в системы аварийного слива трансформаторного масла, с использованием переносных насосов типа «Гном» [47]. Активность этой воды составляла от 1 до 10 Ки на литр. В начале мая (6–8 мая) вода из бассейна-барботера (около 4 тыс. м³) с помощью пожарных насосных станций была откачана в емкости шламоотвала в районе водоема-охладителя [40]. По

распоряжению председателя правительственной комиссии был выполнен перемонтаж системы ливневых сбросов на сброс в водоем-охладитель. Общий объем сброшенных в водоем-охладитель жидких аварийных РАО оценивается в $57\,700\text{ м}^3$ [53].

Применение пылеподавляющих средств во время ликвидации последствий аварии имело весьма широкое распространение уже с первых дней после аварии, однако приводило к образованию некоторого весьма незначительного по сравнению с общим объемом количества твердых РАО, не увеличивая общий объем жидких РАО. Тем не менее необходимо отметить, что только с мая по октябрь 1986 г. было использовано 73375 т сульфидно-спиртовой барды, которой обработано 4088 га, 10840 т латекса на площади 454 га и 4950 т нефтяного шлама. Обработан 141 га площади [23].

В первые недели после аварии для предотвращения распространения радиоактивного загрязнения за пределы аварийной территории стали организовываться пункты специальной обработки автотранспорта (ПуСО). Сначала это были передвижные армейские установки типа APC-14 (авторазливочные станции), состоявшие к тому времени на вооружении в армии СССР, сброс жидких РАО от которых производился на рельеф.

При дезактивации техники использовались установки APC-14, ДКВ-1 и ТМС-65, а в качестве дезактивирующих средств – растворы порошка СФ-2У (пасты РАС-1, или вода) [45]. Затем на основных магистральных трассах ЧЗО (в населенных пунктах Дитятки, Лелев, Диброва) стали создаваться и стационарные ПуСо. Их проектами предусматривались упрощенные очистные сооружения для сточных вод (рис. 5).

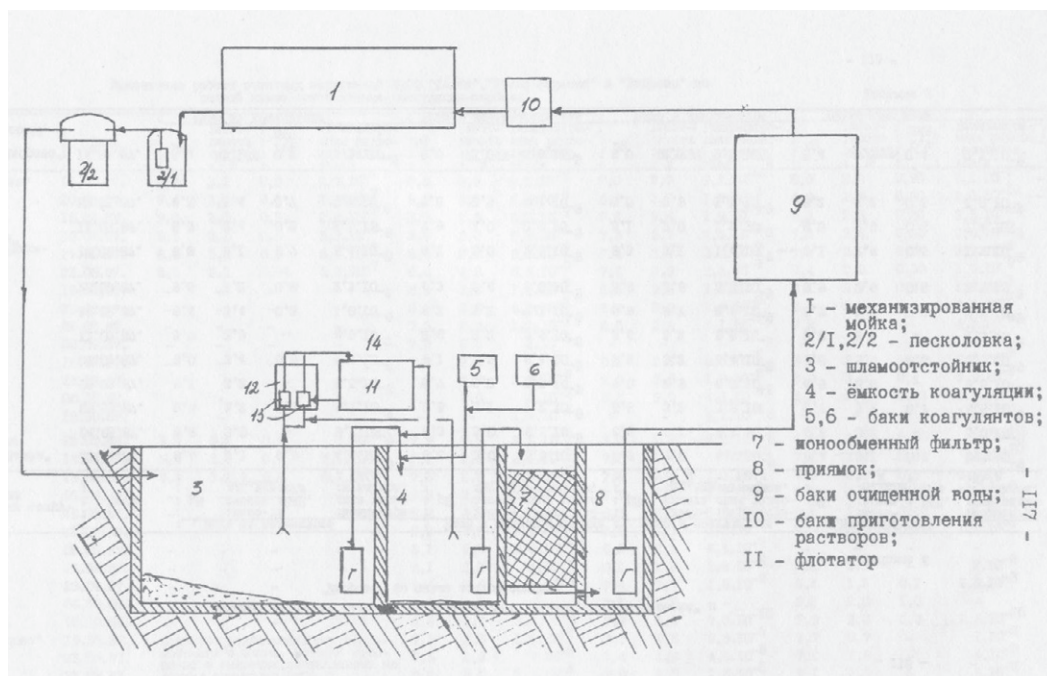


Рис. 5. Схема очистных сооружений сточных вод на ПуСО

При эксплуатации ПуСО в шламоотстойниках очистных сооружений уже к концу 1987 г. количество радиоактивных отходов в виде ила и пульпы оценивалось в 15000 м^3 . При ужесточении нормативов по загрязнению техники в два раза объем ТРО на ПуСО увеличивался до $40000\text{ м}^3/\text{год}$ [78].

Процессы образования РАО во время ликвидации последствий аварии. Вторичные РАО

Радиоактивные отходы, образующиеся на активной стадии аварии, представляют собой загрязненное оборудование и строительные конструкции, разрушенные во время аварии, которые согласно определению являются отходами, т. е. не могут больше использоваться. С наступлением 2-й фазы аварии – «ликвидация последствий» – основным процессом образования РАО становятся строительно-монтажные работы, выполняемые для взятия под контроль источника радиоактивного выброса, в данном случае разрушенного энергоблока № 4 ЧАЭС и связанные с этим работы – первичная дезактивация территории.

По отношению к РАО, образующимся в ходе аварии, такие отходы носят вторичный характер.

Основные строительно-монтажные работы, проведенные на ЧАЭС в мае:

1. Монтаж системы подачи азота в бассейн-барботер (система смонтирована, но не дала ожидаемых результатов).
2. Сооружение фундаментной плиты под реакторным отделением 4-го блока (решение о сооружении принято правительственной комиссией 3–4 мая, окончание работ – 28 июня).
3. Устройство противofiltrационной стены в грунте вокруг промплощадки АЭС.
4. Устройство сети дренажных артезианских скважин.

В середине мая было принято решение о долговременном захоронении аварийного энергоблока на месте и возведении специального сооружения, которое впоследствии получило название объект «Укрытие» («саркофаг»), поэтому были начаты проектно-изыскательские работы и создание строительно-монтажной базы в районе Чернобыльской АЭС. Строительство ОУ может также рассматриваться как процесс образования РАО, поскольку сооружение объекта сопровождалось значительным образованием отходов. Главным образом такими отходами являлись незапланированные (непроектные) утечки бетона из-за невозможности создания достаточно герметичной опалубки строительно-монтажных конструкций объекта и перемещаемые значительные объемы грунта и строительных конструкций.

Как отмечалось выше, весь процесс ЛПА, начиная с первичных дезактивационных работ и заканчивая строительством основного объекта «Укрытие», сопровождался постоянными мероприятиями по пылеподавлению. Применение комплекса пылеподавляющих средств в сочетании с естественным распадом и фиксацией радиоактивных загрязнений на почве и растительности позволило к концу сентября 1986 г. снизить концентрацию аэрозолей в воздухе по сравнению с 16 мая 1986 г. в 60 раз, однако привело к существенному изменению физико-химических свойств РАО и некоторому увеличению их объема, что существенно сказалось на сборе и удалении РАО на отдельных участках (например на кровлях энергоблоков).

С середины мая до конца октября 1987 г. использование пылеподавляющих средств продолжалось, но в меньших масштабах: СПД – на 200 га, СКС-65ГП – на 100 га и нефтяного шлама – всего лишь на 6 га. Пылеподавление на обочинах дорог проводилось, как правило, обычной водой. Всего за период с мая 1986 г. по октябрь 1987 г. было применено 94,1 тыс. т пылеподавляющих составов (без учета небольших количеств некоторых других составов – поливинилацетатной эмульсии, биогеохимического состава на основе латекса, торфа и семян трав, жидкого стекла и т. д.).

Учесть количество дополнительных твердых отходов за счет процессов пылеподавления практически невозможно.

Строительно-монтажные работы до сооружения объекта «Укрытие»

Наибольшие опасения в первые дни после аварии вызвала возможность проплавления разогретыми остатками активной зоны реактора подреакторных конструкций и попадания радиоактивных веществ в грунтовые воды (этот сценарий получил название «китайский синдром»¹), поэтому было решено соорудить под реактором **защитную ледовую подфундаментную плиту** [45]. Для реализации этой задачи было необходимо:

- отрыть в 140 м от 4-го реактора котлован размером 30х20 м и глубиной до 6 м и на 25 м ниже железобетонного основания реактора;
- пробурить из котлована под днище реактора 23–25 горизонтальных скважин длиной более 100 м с обсадкой трубами диаметром 133х9 мм, оснащенными арматурой и устройствами для закачки жидкого азота;
- закачать в трубы жидкий азот и обеспечить поддержание заданного температурного режима для замораживания грунта (до -191°C) под днищем реактора.

Выполнение этих работ началось 3 мая 1986 г. Следует отметить, что в зоне запроектированного открытия котлована уровень облучения был весьма значителен – 6 Р/ч, а в отдельных местах достигал 10 Р/ч и выше. Внутри котлована мощность экспозиционной дозы составляла в среднем 1,5–2,5 Р/ч. На поверхности вокруг котлована и на подходах к нему наблюдались разбросанные взрывом куски графита, мощность экспозиционной дозы в отдельных точках составляла от 40 до 400 Р/ч, а в одной точке – даже 800 Р/ч. В связи с этим в данном районе химическими войсками была выполнена частичная дезактивация – наиболее активные элементы собраны и удалены в развал реактора [56].

16 мая было принято решение об отмене возведения ледогрунтового массива, и работы продолжили шахтеры для создания водоохлаждаемой подфундаментной плиты под реактором. Сооружение предохранительной плиты предусматривало прохождение подводящей штольни со стороны котлована, расположенного в 17,5 м от стены здания 4-го блока. Длина штольни с учетом участка плиты составляла 167,1 м. Однако через несколько недель данные разведывательных групп показали, что проплавление подреакторных перекрытий либо происходит достаточно медленно, либо вообще приостановилось. Позднейшая оценка этих мероприятий гласит: «Использовавшаяся в 1986 г. модель развития «китайского синдрома» не принимала во внимание тот факт, что нагретое топливо не только расплавляет окружающие материалы, но и само растворяется в их расплаве. Происходит быстрое возрастание объема и поверхности тепловыделяющей массы, а следовательно, быстро падают удельное тепловыделение и локальная температура. «Китайский синдром» привел к расплавлению ~1/4 части металлоконструкции «Основание реактора» (ОР), к частичной деструкции бетона пола подапаратного помещения, но практически не затронул перекрытий между помещениями парораспределительного коридора и бассейна-барботера (2-й этаж)» [30]. Тем не менее сооружение подфундаментной плиты под реактором было завершено 28 июня. Следует отметить, что проведение этих работ практически не сопровождалось какой-либо специальной организацией удаления образующихся РАО.

Устройство противофильтрационной стены в грунте (работы начались 16 июня 1986 г.), обширной системы дренажных скважин (с целью откачки загрязненных грунтовых вод), выполненные в мае-июне 1986 г., согласно позднейшим оценкам также могут быть отнесены к избыточным мероприятиям. С точки зрения предмета

¹ По названию широко известного в те годы художественного фильма об аварии на АЭС.

рассмотрения настоящего документа эти действия не привели к образованию существенных объемов дополнительных РАО.

Удаление РАО с территории промышленной площадки АЭС

Основной объем наиболее высокоактивных РАО, подлежащих сбору и удалению, образовавшихся при аварии на ЧАЭС, находился на промплощадке станции на территории, непосредственно прилегающей к 4-му энергоблоку.

Первичная дезактивация территории, прилегающей к аварийному блоку

С первых дней аварии стало понятно, что необходимо принимать меры по локализации выброшенных на территорию станции радиоактивных веществ, поэтому была начата активная дезактивация территории, прилегающей к блоку. Фактически работы по обращению с РАО при ликвидации последствий Чернобыльской аварии начались с попыток сбора и удаления высокорadioактивных обломков выброшенных конструкций активной зоны реактора.

К 1986 г. в мировой практике обращения с РАО практически не было опыта управления такими объемами и уровнями радиоактивности. Поэтому в первую очередь был использован опыт военных. Решением правительственной комиссии для этих работ были привлечены подразделения химических войск Советской Армии. Непосредственно для выполнения работ по сбору и удалению РАО были сформированы два специальных отряда ликвидации последствий аварии (СОЛП-1 и СОЛП-2). Первый отряд прибыл в зону ЧАЭС 29 апреля, второй – 6 мая 1986 г. Кроме того, для работ по дезактивации был сформирован 731 специальный батальон войск гражданской обороны СССР.

Активные работы по дезактивации отдельных участков территории промплощадки начались 30 апреля 1986 г. Этот этап сбора и удаления РАО был, вероятно, самым сложным этапом дезактивационных работ на территории АЭС, поскольку уровни излучения на местности достигали 700 Р/ч и выше. Кроме того, продолжались выбросы радиоактивных элементов из поврежденного реактора. Организация работ осложнялась и постоянным вторичным загрязнением очищенной территории. До 10 мая 1986 г. удалось снизить уровни радиации на наиболее важных участках от 10 до 20 раз и подготовить фронт работ для массового использования войск.

Дезактивационные работы (сбор и удаление РАО) начал мобильный отряд ликвидации последствий катастрофы Киевского военного округа (КВО)¹, поднятый по тревоге и прибывший к разрушенному реактору к 7.00 26апреля 1986 г. Однако, крайне высокие уровни радиации ограничили деятельность отряда радиационной разведкой. Планомерные работы по дезактивации территории, зданий и сооружений АЭС и г. Припять начались 6 мая силами вышеупомянутых развернутых частей химических, инженерных войск, ГО СССР, а также Минэнерго СССР.

С помощью инженерных машин разграждения (ИМР-2) с усиленной радиационной защитой, оборудованных техническим телевидением и приборами определения точечных источников, был выполнен основной объем работ по сбору и удалению РАО в непосредственной близости от разрушенного здания 4-го энергоблока. Разлетевшиеся обломки ТВЭЛов, реакторный графит, разрушенные строительные конструкции 4-го энергоблока собирались в металлические контейнеры (первоначально

¹ Этот отряд был создан в связи с аварией космического разведывательного корабля КА-954, который сгорел в плотных слоях атмосферы над Северной Канадой. Отряд был приспособлен для решения трех задач: определения радиационной обстановки, поиска радиоактивных остатков космических аппаратов и проведения дезактивационных работ с соблюдением всех мер радиационной безопасности.

были использованы контейнеры для сбора бытового мусора с крышками). Верхний слой грунта вместе с частью обломков с помощью бульдозерного оборудования машин сдвигался к границам развала здания реакторного отделения (рис. 6). Очищенная таким образом территория закрывалась сборными железобетонными плитами. Проект дезактивации, разработанный «Атомэнергостройпроектом», предусматривал разбивку всей территории ЧАЭС на 23 зоны; уборку территории зоны от посторонних конструкций, строительных материалов и т. д.; вывоз верхнего слоя грунта на захоронение и планировку поверхности земли; поэтапную укладку плит (всего 6 этапов). Подвоз материалов и выход разгруженного транспорта проводился по отдельным дорогам в зависимости от этапа работ. Предусматривалось заполнение швов между плитами монолитным бетоном по мере их укладки, а оставшиеся участки территории, где укладка плит невозможна, заполнялись монолитным бетоном толщиной не менее 200 мм [95, 96]. К сожалению, в полной мере реализовать этот проект не удалось в первую очередь из-за несовместимости работ по удалению РАО с реализацией главной задачи – захоронения разрушенного блока в целом. Однако в той мере, в какой эти работы (по дезактивации) обеспечивали взятие под контроль аварийной ситуации, они выполнялись в полном объеме.



Рис. 6. Реконструированная ИМР-2Д с усиленной биозащитой

В этот период производительность сбора РАО была 3–4 контейнера за четырехчасовую смену на одну машину. Затем ИМР выводился из зоны работ, поскольку загрязнение на броне достигало уровня от 5 до 100 Р/ч, и проводилась дезактивация машины в пункте дислокации (с. Копачи) в течении 3–5 ч.

Загруженные радиоактивными отходами контейнеры захватом-манипулятором ИМР устанавливали на военно-транспортные машины ПТС-2 или на специально усовершенствованные автомашины КраЗ (рис. 7), которые вывозили их в установленное место захоронения.

В июле-августе 1986 г. машины ИМР-2Д эксплуатировались по 8–12 ч в день (со сменными экипажами), выезжая к разрушенному блоку по 2–4 раза. Время работы непосредственно у аварийного развала составляло около 1 ч. При этом за рабочий день на фильтре, обеспечивавшем очистку воздуха, поступавшего в двигатель, и его охлаждение, накапливалось такое количество радиоактивных аэрозолей, при котором МЭД увеличивалась примерно на 1 Р/ч. Слой нетканого материала ФРНК-ПГ, использовавшийся в качестве первой ступени очистки, через 1–2 дня работы приобретал темно-серый цвет. Фильтры заменяли через 10–12 суток [84].

Также с помощью ИМР контейнеры выгружались в могильник.

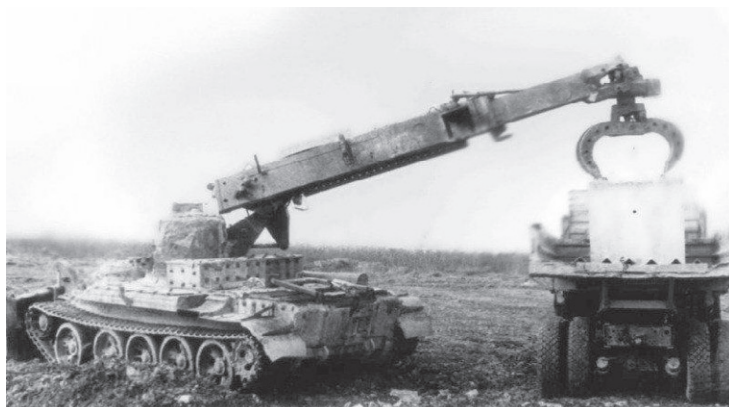


Рис. 7. Установка контейнера с РАО для транспортировки

Так, например, 21 июня 1986 г. было собрано 76 контейнеров, из них 15 – с высокоактивными обломками топлива и графита. На территории АЭС закрыта железобетонными плитами площадь в 25,2 тыс. м².

В целях сокращения времени контакта с высокоактивными РАО был принят метод «захоронения на месте», т. е. вместе с останками разрушенного блока. Контейнеры с высокоактивными РАО удалялись для захоронения в первую очередь в установленные места (могильники) вдоль стен разрушенного 4-го энергоблока.

4 июля 1986 г. правительственной комиссией была утверждена схема их размещения (рис. 8). В целях улучшения радиационной обстановки и обеспечения радиационной безопасности развал реактора и собранные высокоактивные отходы (ВАО) экранировались путем создания первичных стен биологической защиты на границах аварийного развала. Эти стены вместе с захороненными в них РАО получили название пионерных.

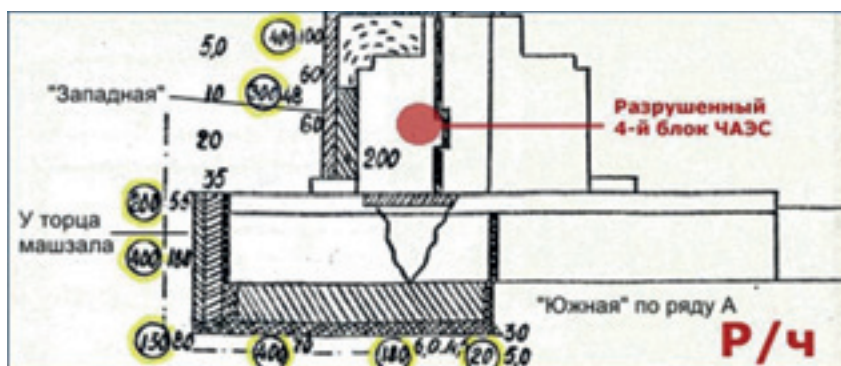


Рис. 8. Схема расположения пионерных стен объекта «Укрытие»

Примечание: на схеме показаны уровни мощности экспозиционной дозы (Р/ч) в период начальной стадии строительства объекта. Обведенные значения – МЭД на уровне 1 м от земли по состоянию на 10 июня 1986 г. Необведенные цифры – МЭД по состоянию на 22 июля 1986 г.

Северная и западная биозащитные стены были сооружены из автомобильных трейлеров (грузовых автоприцепов). На этих прицепах были смонтированы конструкции металлической опалубки высотой 4 м и шириной 2 и 4 м, к нижним краям такой опалубки были прикреплены фартуки из транспортной ленты до самой земли и даже чуть более (край слегка заворачивался для лучшего прилегания к грунту). Торцы подобных трейлерных конструкций имели поролоновые уплотнения и клиновые замки для соединения их между собой. С помощью ИМР цепочка таких трейлеров выставлялась с большой точностью на подготовленную площадку и соединялась в единую конструкцию.

Смонтированные стенки послойно дистанционно заполнялись бетоном (рис. 9).



Рис. 9. Создание пионерных стен. Слева установлена опалубка-трейлеры. Справа – бетонирование установленной опалубки

На рис. 10 северная и западная стены установлены и забетонированы. Пространство между стенами и развалом начинают засыпать песком и щебнем.

Кроме северной и западной пионерных стен, подобные конструкции были смонтированы по оси 68, у торца машинного зала и по ряду А машинного зала.

Конструкция стены, надвинутой по оси А (южная ось) была смонтирована на железнодорожных платформах из металлических каркасов, обваренных металлической решеткой из арматурного профиля, и покрыта мелкоячеистой металлической сеткой (рабицей). Монтаж и сварка проходили на железнодорожных путях в районе первого блока. Готовую к бетонированию стенку придвинули к четвёртому блоку и затем произвели послойное бетонирование.

За первый период дезактивации (май–июнь) между пионерными стенами и конструкциями энергоблока было захоронено около 1700 контейнеров (ёмкостью примерно 1 м^3 каждый) с РАО, имеющими МЭД более 100 Р/ч. После загрузки контейнеров пространство между блоком и стенкой заполнялось щебнем, песком и бетонировалось [23].

Контейнеры с РАО, имеющие мощность экспозиционной дозы от поверхности менее 100 Р/ч направлялись на захоронение в ПЗРО «Комплексный» (3-я очередь ЧАЭС), а с декабря 1986 г. – в ПЗРО «Подлесный».

Строительство пионерных стен, частичный сбор и удаление наиболее высокоактивных РАО позволили значительно улучшить радиационную обстановку (мощность гамма-излучения была снижена от сотен до десятков Р/ч), и приступить сначала к изыскательским работам по созданию проекта захоронения аварийного блока в целом, а затем и к строительству «саркофага».

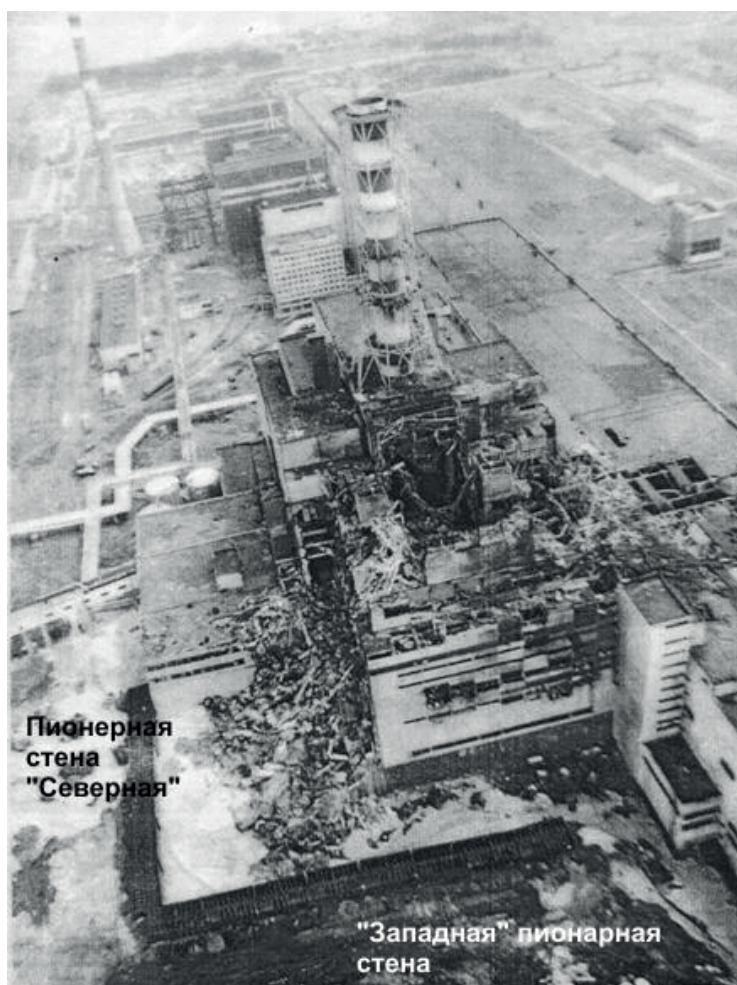


Рис. 10. Северная и западная (примыкающая к северной) пионерные стены.
Пространство с отходами частично засыпано

Дезактивации территории промплощадки ЧАЭС

Первоначальным документом по дезактивации территории всей промплощадки являлся «График очередности и содержания работ по дезактивации территории АЭС», утвержденный правительственной комиссией 02 июня 1986 г.

Высокорadioактивный грунт с территории промплощадки на участках, не закрытых твердым покрытием (асфальтом, бетоном) загружался и удалялся в контейнерах емкостью $\sim 1 \text{ м}^3$, часть собранных РАО удалялась самосвалами, навалом с помощью машин БАТ, бульдозеров и защищенных экскаваторов. Очищенная таким образом территория закрывалась по технологии «Атомэнергопроекта» (см. выше). Ввиду отсутствия могильников для высокоактивных отходов вывозимый грунт временно складировался на отведенных для этих целей площадках, имеющих бетонное покрытие в районе пожарного депо ЧАЭС и железной дороги Янов–Чернигов (рис. 11). Частично грунт засыпался в недостроенный могильник для слабоактивных отходов 3-й очереди АЭС, в последующем этот могильник получил название «3-я очередь ЧАЭС» («Комплексный») [95, 96].

предусматривалось графиком ликвидации последствий аварии на ЧАЭС, утвержденным правительственной комиссией 11 июня 1986 г. Неотложность работ по дезактивации кровель была обусловлена тем, что РАО, находящиеся на кровлях 4-го и 3-го блоков, препятствовали выполнению строительно-монтажных работ по главной задаче ЛПА – захоронению аварийного блока и в целом строительству объекта «Укрытие».

Общая площадь кровель, подлежащих очистке, составляла $\sim 19572 \text{ м}^2$ (рис. 12). Отходы, сосредоточенные на данной площади, представляли собой битумно-рубероидную массу с гравийной крошкой кровельного покрытия, в которую были вплавлены выброшенные обломки активной зоны реактора (части ТВЭЛов, топливных каналов (ТК), графитовых блоков и их обломков, мелкодиспергированное топливо), обломки строительных конструкций, включая целые плиты железобетонных перекрытий.

Высокорadioактивные части АЗ и диспергированное облученное топливо, частично вплавленные в битум, образовали очень вязкий специфический конгломерат, прочно удерживающийся на подлежащих бетонных или металлических плитах.

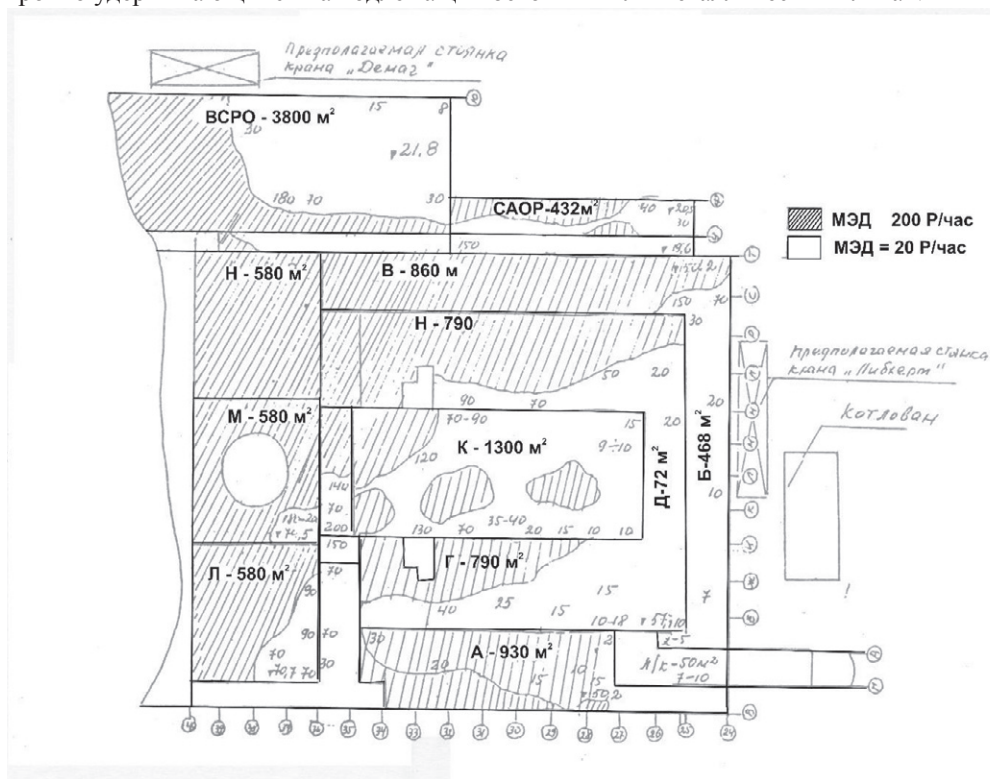


Рис. 12. Схема кровель 3-го энергоблока ЧАЭС, загрязненных радиоактивными отходами [97, 98]

На рис. 13 представлена фотография кровель 3-го блока, изображенных на схеме рис. 12, сразу после взрыва.

Задача сбора и удаления РАО осложнялась тем, что использование тяжелой (т. е. достаточно мощной и хорошо защищенной от воздействия излучения) техники было невозможно из-за недостаточной проектной строительной прочности конструкций кровель, которые на отдельных участках не допускали нагрузку, превышающую 250 кг/м^2 .

Очень сложной и тяжелой была радиационная обстановка в местах производства работ. Выброшенное из реактора облученное ядерное топливо обуславливало мощность экспозиционной дозы облучения от нескольких рентгенов в час до десятков тысяч. Так, например, в местах сосредоточения источников в зоне Ж МЭД составила 700-800 Р/ч. Максимальная МЭД в зоне Н составляла 3800 Р/ч. Максимальная МЭД в зоне М – 7400 Р/ч, в зоне Л – 2800 Р/ч, в зоне В (в восточной части) – 2800-3100 Р/ч, в зоне Т – 5400 Р/ч. Активность собственно битумной массы (исследовались образцы из зоны Б и В) верхнего слоя составляла $4,2 \cdot 10^5$ α -расп./с·см², нижнего – $1,0 \cdot 10^5$ расп./с·см². Поток β -частиц превышал 10^8 расп./с·см². До 70% общей мощности дозы обуславливал вклад жесткого бета-излучения с энергией 3,3 МэВ [97, 98].



Рис. 13. Вид кровель 3-го блока, подлежащих дезактивации в мае 1986 г.

Первоначально разработанный проект производства работ по очистке кровель главного корпуса и зданий второй очереди был разработан Научно-исследовательским и конструкторским институтом монтажной технологии (НИКИМТ). Проект был очень трудоемок и предусматривал использование двух кранов «Демаг», очистку кровель клеевыми захватами, использование гидромониторов ПДС-С20А, крановых грейферных захватов. Планировалось использование гидроэлектрических манипуляторов «Фористери-770» производства Финляндии (с предварительной их реконструкцией – устройством рамы распределения нагрузки с учетом допустимой нагрузки на кровлю).

Сроки проведения работ по данному проекту составляли несколько месяцев. С целью уменьшения объема транспортно-технологических операций по удалению

высокоактивных материалов с кровель 3-го энергоблока, а также для исключения строительства специальных могильников высокоактивные РАО предусматривалось захоранивать в строящемся объекте «Укрытие» (т. е. сбрасывать в развал аварийного реактора).

Привлечение кранов «Демаг», которые были необходимы для выполнения главной задачи – строительства объекта «Укрытие», большие сроки проведения работ не отвечали решениям правительственной комиссии по ликвидации последствий аварии, поэтому проект был существенно переработан.

Альтернативный вариант удаления РАО с кровель, позволяющий избежать значительного отвлечения кранов «Демаг» от задачи строительства ОУ, уменьшения транспортно-технологических операций был выполнен с учетом оценок РАО, требующих удаления, и дозиметрических данных, полученных после дополнительного исследования.

Кровли были условно разграничены на 15 зон, границами которых явились различные высотные отметки (50, 58, 67, 66, 74 м) и стены надстроек (рис. 12).

Были проведены работы по уточнению характеристик РАО и радиационной обстановки. Краткая характеристика РАО и их распределение представлены в табл. 14.

Таблица 14. Характеристика РАО, находящихся на кровлях сооружений 3-го энергоблока [97, 98]

Наименование зоны	Площадь, м ²	Характеристика
Зона А, V 50 м, южная часть вентцентра	930	МЭД 5 Р/ч по оси 27 с увеличением до 10 Р/ч в западную сторону и далее до 30–70 Р/ч. Имеются малые области с МЭД>200 Р/ч от точечных источников (ТВЭЛ длиной 100–150 мм). На кровле – отдельно лежащие куски графита весом 9–30 кг, в количестве 20–30 шт., большая часть которых находится в осях 33–34. Точечные источники с МЭД 200 Р/ч – в количестве 7–10 шт.
Зона Б, V 50 м, восточная часть вентцентра	468	МЭД 2,5 Р/ч по ряду Е, с увеличением 7–10–20–30 Р/ч к северу от зоны и далее до МЭД>200 Р/ч. Отмечено наличие технологических элементов реактора длиной 5–7 м. Имеются единичные куски графита (5–7 шт.) весом 5–20 кг.
Зона В, V 50 м, северная часть вентцентра	860	МЭД > 200 Р/ч. На кровле – отдельные куски графита и целые графитовые блоки в районе оси 27 переходят в сплошной завал графитовых блоков в западной части зоны. По зоне разбросаны обломки технологических каналов длиной 5–7 м в количестве ~10 шт. С торца технологических каналов внутри видны остатки тепловыделяющих сборок. Оценочно графита на зоне ~10 т.
Зона Г, V 58 м, южная часть помещения системы удаления водорода	790	МЭД 10–15 Р/ч по оси 27 с последующим увеличением МЭД до 200 Р/ч в северо-западной части зоны. Отдельные куски графита по оси 27 переходят в россыпь графитовых блоков в северо-западной части зоны. Графитовых блоков – 200–250 шт., куски весом от 30 кг и более. На поверхности графитовых блоков имеются отдельно лежащие обломки ТВЭЛов длиной 300-500 мм в количестве 3 шт. Оценочно графита в зоне ~7,0 т.

Зона Д, V 58 м, восточная часть помещений системы удаления водорода	72	МЭД 10 Р/ч по ряду Н с увеличением МЭД до 15–20 Р/ч в северной части зоны. Графита и точечных источников нет.
Зона Ж, V 58 м, северная часть помещений системы удаления водорода	790	МЭД 20 Р/ч по оси 26 с увеличением МЭД до 50–90 Р/ч, в западной и северо-западной части зоны до 200 Р/ч. Россыпь кусков и целых графитовых блоков в восточной части зоны переходит в завал графита в западной части. По осям 31–34 находятся 5 обломков ТК длиной 5–7 м, в северо-восточной части – 2 обломка каналов СУЗ длиной 5 м. Начиная с центра зоны и в сторону западной части, находится большое число точечных источников (ТВЭЛ) длиной от 100 до 500 мм. Оценочно графита в зоне 18–20 т.
Зона К, V 67 м, кровля центрального зала	1300	МЭД 10–15 Р/ч в восточной части с увеличением до 30–200 Р/ч к оси 35. В центральной части зоны имеются незначительные области с МЭД > 200 Р/ч, обусловленной точечными источниками. От оси 27 зоны – небольшая россыпь кусков графитовых блоков весом 5–60 кг (ориентировочно ~200 шт.), переходит в незначительные скопления кусков и целых графитовых блоков у оси 35 зоны. В северо-западной части в кровле полностью выбита плита перекрытия, у этого проема – сплошной завал графита и точечных источников. Графита в зоне ~2 т.
Зона Л, V 67 м, кровля вентблока	580	МЭД 70–90 Р/ч в юго-восточной части с увеличением до 200 Р/ч по всей зоне. В северо-западной части находятся три плиты перекрытия, выброшенные взрывом из 4-го блока, одна из них пробита перекрытие, находится в вертикальном положении и на 1,5 м выступает над кровлей. В кровле – два пробитых отверстия площадью ~1,5 м ² . По всей зоне – сплошная россыпь кусков и целых графитовых блоков, которые сплывались с битумно-рубероидным покрытием в сплошную пековую массу. В западной части – завал графита. По всей кровле рассыпаны точечные источники (ТВЭЛы длиной от 100 до 500 мм), около плит перекрытий, выброшенных взрывом, находятся 3 обломка ТК. Графита в зоне ~10–12 т.
Зона Н, V 66,5 м, северная часть вентблока	580	МЭД 200 Р/ч повсеместно. На поверхности завала графита находятся ~20 обломков ТК и большое количество обломков ТВЭЛов. В зоне ~25–30 тонн графита.
Зона М, V 74,5 м, центральная часть вентблока	580	МЭД ~ 200 Р/ч. Завал графита в западной части сплошь пронизан ТК и обломками ТВЭЛов. Оценочно в зоне до 100 т графита.

Зона Т вентиляционная труба	–	На первой технологической площадке венттрубы в западной части – сплошной завал графита, с восточной стороны – россыпь отдельных кусков графита. На завале находятся девять ТК длиной 5–7 м, один из которых с тремя блоками графита. На второй технологической площадке – также завал графитовых блоков, но меньших размеров, чем на первой площадке. Количество графита на остальных площадках уменьшается по мере увеличения высоты, на 5-й площадке есть только мелкая крошка, 6-я площадка чистая.
Кровля баллонной САОР	432	Отдельные куски графита у оси 26 переходят в россыпь кусков графита и целых графитовых блоков у оси 32. МЭД – 30 Р/ч в восточной части увеличивается к западу до 200 Р/ч. В северной части находятся обломки ТК с ТВС внутри длиной ~ 1,5 м. Графита в зоне ~ 2-3 т.
Кровля ВСПО	3800	Россыпь кусков графита и графитовых блоков у оси 32 переходят в сплошной завал у оси 40. В южной части зоны – обломок технологического канала. МЭД 10-20 Р/ч с востока увеличивается до 30–120 Р/ч и далее до 200 Р/ч. Имеются россыпи точечных источников и обломков ТВЭЛов длиной до 300 мм, графита в зоне ~3–5 т.
Кровля машинного зала	12240	У примыкания к 4-му блоку – небольшая россыпь кусков графита ~1,5 т. МЭД в зоне скопления графита – 10–20 Р/ч.
Кровля деаэрационной этажерки	3100	Графита – не более 0,5 т. МЭД – в пределах 5–10 Р/ч с повышением в сторону 4-го блока по осям 34–40 до 200 Р/ч.
Общая площадь	19572	

Примечание: V – высотная отметка в метрах от 0.00.

Решения по методам и способам удаления высокоактивных источников вырабатывались штабом ЛПА ЧАЭС непосредственно в ходе работ применительно к каждой зоне и конкретным источникам излучения. Очередной участок дезактивации оценивался визуально, в том числе и с помощью систем телевизионного наблюдения, и затем определялась технология удаления отходов. Для каждого рабочего определялся маршрут движения и устанавливался объем работ. Там, где сброс РАО в развал реактора был невозможен, на кровле устанавливались контейнеры для сбора РАО. Наполненные контейнеры с помощью кранов снимались и отправлялись на захоронение. Время пребывания рабочих непосредственно на кровле зависело от радиационной обстановки. Использовались и разработанные в ходе работ дистанционно управляемые механизмы, методы сбора РАО, разработанные различными институтами и организациями, гидромониторы, ручные приспособления. Часть дистанционных механизмов и практически весь ручной инструмент изготавливались и дорабатывались в ходе работ. На фото показан пример выполнения работ (рис. 14).



Рис. 14. Сбор РАО на кровле

В зависимости от радиационных и инженерных условий каждой зоны применялись соответствующая тактика и способ сбора и удаления РАО.

В зоне Б в осях 24–25, рядах Д–Р ручными инструментами (скрепки, лопаты) и захватами было снято битумно-рубероидное покрытие и вместе с кусками графита сброшено на землю, далее РАО с помощью машин ИМР загружались в металлические контейнеры емкостью 1 м^3 и вывозились в место захоронения – к торцу машинного зала 4-го блока (пионерная стена по оси 68). В зоне А графит и выявленные разведкой точечные источники были удалены с помощью дистанционно управляемого механизма МД-3 (в том числе графита $\sim 500 \text{ кг}$) на кровлю деаэрационной этажерки. После снижения МЭД в зоне до 15 Р/ч ручным инструментом было снято и сброшено на кровлю деаэрационной этажерки битумно-рубероидное покрытие в количестве 36 т. Аналогично убраны источники из зон Г, Д. В зоне К использовались два дистанционно управляемых механизма СТР-1 (разработчик ВНИИтрансмаш), а также специально реконструированный (установлена дополнительная свинцовая защита) трактор «Владимирец» (рис. 15). В зонах Н и М применялся робот МД-2 (ФРГ) (рис. 16).

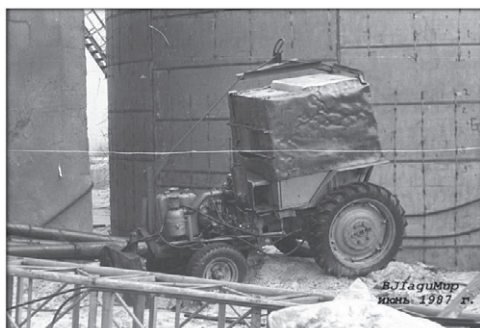


Рисунок 15. Трактор «Владимирец»

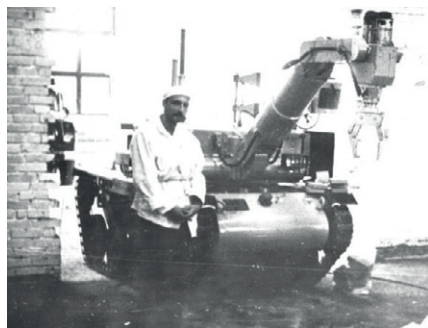


Рисунок 16. Робот МД-2

Были апробированы также методы по очистке кровель с помощью клеевых захватов, которых на отметках 70, 57 и 50 м установили 11 штук. Клеевые захваты представляли собой полотнище из металлической сетки, на которой закреплялись

ветошь и хлопчатобумажная ткань; подготовленное таким образом полотнище доставлялось в район ЧАЭС. Там его окунали в ванну с клеящим составом (фенолформальдегидной смолой СФЖ-309 с кислотным отвердителем) и после пропитки подавали на кровлю вертолетами МИ-8 или краном, где приклеивали к кровельному покрытию. После полимеризации и затвердевания клеящего состава в течение не менее 1,5–2 суток «промокашку», как ее называли, вместе со слоем кровли отрывали краном или вертолетом, грузили в защищенный транспорт и отправляли на захоронение [67].

Крупным недостатком этого метода было отсутствие соответствующей техники для снятия захвата: грузоподъемности вертолета МИ-8 иногда не хватало для создания усилия отрыва, а отрыв захвата краном от кровли был слишком опасен из-за возникающих сильных колебаний стрелы крана при отрыве; использование более тяжелых вертолетов типа МИ-26 было опасно из-за слишком мощных воздушных потоков, создаваемых вертолетом, что приводило к разносу радиоактивной пыли с кровель и из завала 4-го блока.

Метод «клеевого захвата» разрабатывался непосредственно в ходе ЛПА, поэтому технологически был недостаточно доработанным и во времени проигрывал ручному сбору РАО. Несколько позже был разработан и создан специальный дистанционно управляемый механизм для подрезания битумно-рубероидного покрытия, что позволило облегчить удаление клеевых захватов.

Всего в 1986 г. с помощью клеевых захватов были очищены кровля машинного зала площадью 4280 м^2 с $K_d = 15\text{--}20$ и кровля деаэрационной этажерки площадью 184 м^2 с $K_d = 3\text{--}5$.

Сбор РАО с помощью грейферных захватов на кранах «Демаг» и «Либхер» также не получил широкого применения в виду частых отказов примененного грейферного оборудования и необходимости использования этих кранов на главной задаче строительства ОУ.

Для уборки деаэрационной этажерки от радиоактивных материалов, сброшенных из зон А, Г, Д применены роботы ТР-А1, ТР-А, ТР-Г1 (разработки ЦНИИРТК). Однако от их использования пришлось тоже отказаться. Постоянные отказы из-за несовершенства конструкций требовали регулярного выхода в рабочую зону человека для оказания технической помощи механизмам и их эвакуации. Количество убранных РАО с помощью этих механизмов составило ~400 кг. Удаление радиоактивных отходов с деаэрационной этажерки проведено трактором «Владимирец», который оснащен кабиной, защищенной листовым свинцом, и вручную. Радиоактивные отходы удалялись в развал 4-го блока. Удаление РАО в зоне К проводилось дистанционно управляемым механизмом СТР-1 и роботом «Белоярец». Радиоактивные отходы собирались в контейнеры с помощью ручных приспособлений. Установка контейнеров и их последующее удаление в развал 4-го блока выполнялись вертолетами МИ-8. В зоне К применялся робот типа МР-3, первоначально убирались технические сборки реактора, которых в зону В было сброшено семь штук. Битумно-рубероидное покрытие удаляли с помощью ручных инструментов. В зоне В радиоактивные отходы практически полностью были удалены двумя радиоуправляемыми механизмами СТР-1. В результате сброса из зоны К и Ж на зоне В было собрано дополнительно ~19 т графита и ~28 т битумно-рубероидного покрытия. Мощность экспозиционной дозы в районе работ составляла от 1000 Р/ч до 2800–3100 Р/ч. Отходы сбрасывались из зоны через пробитый в парапете проем на землю, на специально подготовленную площадку, где были установлены контейнеры для их сбора. Затем контейнеры в количестве ~20 штук вывезли на захоронение в пионерную стену по оси 68 машзала 4-го блока. С кровли баллонной САОР радиоактивные отходы сбросили на землю ручными приспособлениями, далее собрали в контейнеры и захоронили. С кровли ВСРО

радиоактивные отходы переместили в западную часть зоны, где, по проекту «Укрытия», часть кровли ВСПО подлежала закрытию бетоном. В работе использовался трактор «Владимирец» с защищенной кабиной и ручные приспособления. Мягкая кровля удалена на незначительной части в местах наибольшей МЭД. Убрано ~3–5 тонн графита; удалено ~5–6 т мягкой кровли, ~100 кг топливосодержащих обломков. Для очистки зоны Л применялся гидромонитор, изготовленный и смонтированный по оси 36 ряда Ж. Для гидромонитора был смонтирован трубопровод от технологической системы АЭС. Эффективность применения гидромонитора оказалась низкой, и от него отказались. Зона Л была очищена ручными приспособлениями, удалено 10–12 т графита и ~300 кг сборок реактора.

Для очистки зоны Н применялся робот «МОБОТ-4-ХВ» разработки МВТУ им. Баумана, с помощью которого было убрано ~2200 кг графита с осколками ТВЭЛов. При эвакуации механизма для ремонта с помощью вертолета в результате случайного расщепления захвата он упал с высоты ~ 250 м и разбился. Очистка зоны была выполнена ручными приспособлениями. Неубранными оказались железобетонные плиты и высокоактивные отходы под плитами.

РАО на площадках вентиляционной трубы (зона Т) были удалены ручными приспособлениями. Удалили 21 т графита, 9 сборок реактора весом ~1000 кг.

Попыток механизировать уборку зоны М предпринималось много, однако успеха они не имели, например робот MF-2 проработал всего несколько часов, после чего у него отказал радиоканал управления. Применение гидромониторов также не было эффективным. Разбить струей воды в 8–10 атм. завал графита в западной части зоны, где находилось наибольшее количество графита и сборок реактора, гидромониторам не удалось. Часть РАО удалили ручным инструментом. Однако большая часть отходов оставалась на месте. Мощность дозы на участке М достигала 10-100 Зв/ч, были найдены (со стороны 4-го блока) две точки с мощностью дозы 120–140 Зв/ч. В этих условиях было принято решение о захоронении РАО на месте. Для этого с помощью крана «Демаг» по периметру участка были уложены 30-метровые гирлянды мешков с сухой бетонной смесью. Образовавшийся бетонный барьер позволил накачать жидкий бетон внутрь «лагуны» до образования слоя толщиной 30–50 см. Это снизило мощность дозы в десятки раз. В дополнение на точки с повышенной активностью были уложены листы свинца, а металлические опоры трубы засыпаны свинцовой и чугуновой дробью. С помощью покрытия ВЛ-85.03к было закреплено поверхностное загрязнение на карнизе крыши М. Окончательно слой бетона на этом участке был доведен до толщины 1 м.

В результате первичной дезактивации с кровель 3-го блока ориентировочно удалено ~144 т битумно-рубероидного покрытия, ~182 т графита, ~16500 кг обломков технологических сборок (табл. 15).

Вышеизложенные мероприятия позволили удалить основной объем наиболее высокоактивных РАО, однако остаточное загрязнение было слишком высоким, кроме того, активно проявлялось вторичное загрязнение. В результате радиационная обстановка на кровлях 3-го энергоблока не обеспечивала возможности продолжения его эксплуатации. В соответствии с решением правительственной комиссии от 28 ноября 1986 г. в декабре 1986 г. были организованы работы по второму этапу дезактивации кровли 3-го энергоблока. К сожалению, учетные данные о количестве РАО, удаленных с кровель на этом этапе отсутствуют. Только в период с 3 по 11 декабря было удалено более 20 т железобетонных плит, 12 контейнеров с РАО и несколько тонн металлических конструкций.

Отсутствие апробированных методов и механизмов для сбора, контейнеризации и удаления РАО привело к весьма значительному использованию ручного труда и дополнительному облучению персонала. Только для сбора РАО на кровлях было использовано более 5000 человек дополнительного персонала.

**Таблица 15. Данные о выполненных работах по первичной дезактивации кровель
3-го энергоблока в период с 10.07.1986 по 03.10.1986 [97], [98]**

№ п/п	Наименование	Удалено графита, т	Удалено технологических сборок реактора, кг	Удалено битумно-рубероидного покрытия		Бэро- затра- ты, бэр	Число персонала с превышением ПДД, чел.
				т,	м ²		
1	Зона М	74	11000	–	25	30000	1200
2	Зона Т	21	1000	–	10	10000	400
3	Зона Н	29	2200	–	35	10000	400
4	Зона Л	11	300	–	125	5000	200
5	ВСО	4	100	5,5	60	1000	40
6	САОР	2,5	200	–	40	800	32
7	Зона В	10	1000	15	20	290	12
8	Зона Ж	19	700	28	200	6000	240
9	Зона К	2,0	–	8	80	1600	64
10	Деаэрационная	0,5	–	36	300	2000	80
11	Зоны А, Г, Д	7,0	–	33	400	4000	160
12	Зона Б	0,1	–	19	100	800	32
13	Машзал		–	–	2,5	25	1,0
14	Σ при работе в зонах	182	16500	144	1397	71515	2861
15	Вспомогательные работы персонала, работающего в зонах					840	33
16	Вспомогательные работы по изготовлению оснастки и обслуживанию ДУМ	–				1000	40
17	Дозразведка	–	–	–		2324	93
18	Вертолетная программа	–	–	–		900	36
19	Σ	182	16500	144		76554	3062

Примечание. Указанные значения веса относятся к трубным элементам реактора. Как правило, это были технологические каналы реактора с циркониевой и нержавеющей частью, внутри которых были остатки топлива. Указанный вес ни в коем случае нельзя принимать за вес топлива. В процессе работ проводился подсчет количества убранных ТВЭЛов по результатам опроса прибывшего из зоны работ персонала. Однако указать точную цифру не представляется возможным, так как много оболочек ТВЭЛов были пустыми. Ориентировочный подсчет дает большой диапазон веса – от 1000 до 4000 кг.

Учет собранных и удаленных РАО производился в самом упрощенном виде, например, в виде таких оперативных сводок [100]:

О П Е Р А Т И В Н А Я С В О Д К А

*по итогам выполнения работ в особо опасной зоне Чернобыльской АЭС
за 19 и 20 сентября 1986 года*

19 и 20 сентября в работах по удалению высокорadioактивных веществ с крыши 3-го энергоблока Чернобыльской АЭС принимали участие солдаты, сержанты и офицеры инженерно-позиционного батальона (войсковая часть 51975), командир майор Биба В. Н., в количестве 168 человек. Работы в основном выполнялись в первой особо опасной зоне Н.

За время выполнения работ:

- собрано и сброшено в развал аварийного реактора 8,36 т радиоактивно зараженного графита вместе с элементами ядерного горячего;*
- извлечено и сброшено в аварийный реактор две тепловыделяющих ядерных сборки общим весом 0,5 т;*
- собрано и сброшено в развал аварийного реактора 200 кусков ТВЭЛов и других металлических предметов весом около 1 т.*

Средняя доза облучения личного состава – 8,5 Р.

Отмечаю особо отличившихся солдат, сержантов и офицеров: командир батальона майор В. Н. Биба, заместитель командира батальона по политчасти майор А. В. Филиппов, майор И. Логвинов, майор В. Янин, сержанты Н. Дудин, В. Канарейкин, рядовые Шанин, Губарев, Жуков, Москлитин.

Потерь среди личного состава и происшествий нет.

*Руководитель операции первый
заместитель командира в/ч 19772
генерал-майор Н. ТАРАКАНОВ*

Несмотря на то, что непосредственно взрывом кровли 1-го и 2-го энергоблоков были не повреждены, на них также выпало большое количество радиоактивных материалов (мелкодиспергированного топлива) из аварийного реактора. Кроме того, после аварии на кровли для локализации радиоактивного загрязнения и предотвращения распыления с помощью пожарных машин наносился раствор жидкого стекла (район 1-го блока) и раствор на основе поливинилового спирта (ПВО) в районе 2-го блока. После этих обработок на кровлях наблюдались значительные наплывы жидкого стекла и пылеподавляющего состава с ПВО толщиной от 10 до 50 мм по краям кровель. На отдельных участках имелись вспученное рубероидное покрытие, остатки строительного мусора и места скопления песка, нанесенного на кровли ветром в процессе эксплуатации энергоблоков, где МЭД достигала 30 Р/ч, поток β -частиц достигал $1-5 \cdot 10^4$ част./см²·мин и выше. Кроме того, по соображениям пожарной безопасности было принято решение о замене битумно-рубероидного покрытия на пожаробезопасный материал.

Удаление РАО с кровель было выполнено силами войск МО СССР при техническом руководстве и участии специалистов Кольской АЭС, НИКИМТа, Всесоюзного научно-исследовательского и проектного института энергетических технологий (ВНИПИЭТ) и НПО «Энергия». Дезактивация проводилась ручными средствами, с помощью которых наплывы жидкого стекла, песок и строительный мусор сгребались и затаривались в пластиковые мешки. Применение технических средств ограничивалось допустимой силовой нагрузкой на конструкцию кровель. Были также использованы легкоснимаемые сорбирующие пленки состава АБИС и клеевые захваты. Объем работ составил 35200 м².

Образование РАО при дезактивация производственных помещений 1-го, 2-го, 3-го энергоблоков

Наряду с задачей локализации (захоронения) аварийного 4-го энергоблока ЧАЭС ставилась и другая, не менее важная задача – восстановление энергетических мощностей, выведенных из строя аварией, и возобновление эксплуатации энергоблоков №№ 1, 2, 3.

3-й энергоблок ЧАЭС не был поврежден в результате взрыва 4-го блока, однако его технологическая схема имела множество проектных связей с системами 4-го энергоблока, поэтому для возобновления эксплуатации необходимо было произвести разделение всех коммуникаций энергоблоков. Кроме того, требовалось надежно, с обеспечением всех требований радиационной защиты разделить общие или смежные помещения 3-го и аварийного блока, т. е. возвести внутреннюю «разделительную» стену будущего объекта «Укрытие».

Следует отметить, что все внутренние помещения 1-го, 2-го, и 3-го энергоблоков были существенно загрязнены в результате аварии, в основном в результате поступления радионуклидов через системы приточной вентиляции, которые своевременно не отключили. Кроме того, на 3-м блоке часть помещений (смежных с 4-м блоком) была загрязнена непосредственно взрывным выбросом в результате разрушения стеновых ограждений, а также поступления радиоактивных вод через нижние отметки (о чем упоминалось выше).

Выполнение указанных задач по возобновлению эксплуатации потребовало огромного объема работ по дезактивации и удалению образующихся радиоактивных отходов.

Дезактивация помещений 3-го энергоблока для строительства разделительной стены выполнялась летом 1986 г. Было необходимо произвести очистку от мусора и части ненужного оборудования на площади более 100 000 м². В части смежных с 4-м блоком помещений перед проведением сбора отходов было необходимо выполнить мероприятия по созданию биологической защиты со стороны 4-го блока (возведение стен).

Дезактивация помещений блоков до установленных уровней (гамма-фон – не более 2,5 мР/ч, у пола – до 5 мР/ч) при снимаемом загрязнении – не более 2000 бета-расп./мин·см², потребовала очень больших трудозатрат.

Только по 3-му блоку, по данным ЦРБ ЧАЭС, было необходимо провести дезактивацию более чем 1100 помещений с имеющимся в них оборудованием и коммуникациями [14]. При этом выполнялись очистка поверхности строительных конструкций, оборудования и коммуникаций общей площадью около 1270 тыс. м²; удаление загрязненного бетона и бетонной стяжки объемом до 10 тыс. м³ (120 тыс. м²); удаление штукатурки на площади 300 тыс. м²; уборка загрязненных покрытий полов площадью 10000 м². Приведенная ниже фотография дает представление об организации сбора РАО при дезактивации внутренних помещений энергоблоков (рис. 17).



Рис. 17. Дезактивация машзала

Поскольку документальные данные учета удаляемых РАО не сохранились, приведенные цифры площадей дезактивации могут дать представление о количестве образовавшихся и удаленных РАО.

При дезактивации помещений и оборудования энергоблоков широко использовались безводные технологии – применение легкосъёмных полимерных дезактивирующих покрытий с использованием составов марок ВЛ-85-ОЗк, АБИС, ВЛ-85.30, ВЛ-85.32, ПС-32. В качестве изолирующего покрытия для предотвращения повторного загрязнения поверхности применялся армированный состав марки ВЛ-85.03к [46, 72].

Сухой метод дезактивации позволял организовать вывоз образующихся твердых отходов во временные могильники (в 1986 г.), а затем и на ПЗРО «Буряковка».

Характеристика применяемых съёмных пленочных покрытий для дезактивации энергоблоков ЧАЭС представлена в табл. 16.

Таблица 16. Характеристики некоторых съёмных дезактивирующих составов [72]

№ п/п	Наименование и назначение	Состав (% массов.) и методы применения	Коэффициент дезактивации
1	Защитное изолирующее полимерное покрытие. Сухая дезактивация металлических, пластмассовых и окрашенных поверхностей (Состав ВЛ-85- ОЗК)	Поливинилбутираль – 10; азотная кислота – 1; вода, спирт – до 100. Пневматическое или воздушное распыление. Расход 0,6 л/м ²	20–50 (гамма) 100–150 (бета)
2	Снимаемое покрытие АБИС-2-8. Сухая дезактивация металлических и окрашенных поверхностей	Поливинилацетат, диацетат целлюлозы, лак бакелитовый, дибутилсебацат – 92; ацетон – 1; ЭДТА – 1; лимонная к-та – 5; азотная к-та – 1; Расход 0,6 л/м ²	20–50 (гамма) 100–150 (бета)
3	Снимаемое покрытие «Гиелабле» (Франция)	Расход 0,6–0,8 л/м ²	20–50 (гамма) 100–150 (бета)

В помещениях 1-го и 2-го энергоблоков, где характер радиоактивного загрязнения был преимущественно газоаэрозольный за счет приточных вентиляционных систем, дезактивация осуществлялась моющими растворами на основе состава СФ-2у с применением приборов ДКВ-1 и гидропылесосов. В результате такой дезактивации образовывалось большое количество жидких радиоактивных отходов, которые направлялись на проектные очистные установки энергоблоков.

К началу октября на 3-м энергоблоке было дезактивировано более 1000 основных и около 600 вспомогательных помещений, очищено более 3000 м² кровли. Уровни радиации были снижены с 10–500 мР/ч до 0,1–3 мР/ч. В целом за 1987–1988 гг. в порядке обеспечения нормальной эксплуатации на АЭС было дезактивировано более 24 млн. м² внутренних помещений и более 6 млн. м² территории. Вывезено и захоронено 38 тыс. т загрязненного оборудования и более 16 тыс. т радиоактивных отходов [51, 52].

Следует отметить большой объем РАО, образовавшихся в результате загрязнения спецодежды участвовавшего в этих работах персонала, которая не подлежала повторному использованию. К сожалению, точного учета ее не проводили, и спецодежда, подлежащая захоронению, направлялась в основном на могильник «Комплексный – 3-я очередь ЧАЭС».

Дезактивация территории ЧЗО и населенных пунктов

После выполнения главной задачи ЛПА – захоронения аварийного энергоблока – было решено приступить к удалению радиоактивного загрязнения на территории Чернобыльской зоны в целом и в первую очередь в наиболее загрязненной ее части, получившей название ближней зоны – эта территория в основном соответствует изолинии мощности экспозиционной дозы 10 мР/час. Всего в 30-километровой зоне изолинией 10 мР/ч ограничено ~4700 га территорий, на которой рассредоточено по оценкам 1988 г около 122000 Ки активности, представленной главным образом средне- и долгоживущими нуклидами Zr⁹⁵, Pu¹⁰³, Nb⁹⁵, Ce¹⁴⁴, Ru¹⁰⁶, Cs¹³⁴, Sr⁹⁰, Cs¹³⁷, Pu²³⁸, Pu²⁴⁰, Pu⁴¹.

В 5-километровой зоне площадь территории, прилегающей к ЧАЭС в пределах изолинии 10 мР/ч, составляла 2600 га, а ее суммарная активность оценивалась в 80000 Ки, что составляет примерно 66% активности аварийного выброса по долгоживущим изотопам. На карте-схеме (рис. 18) представлены изолинии мощности поглощенной дозы в районе ЧАЭС и г. Припять.

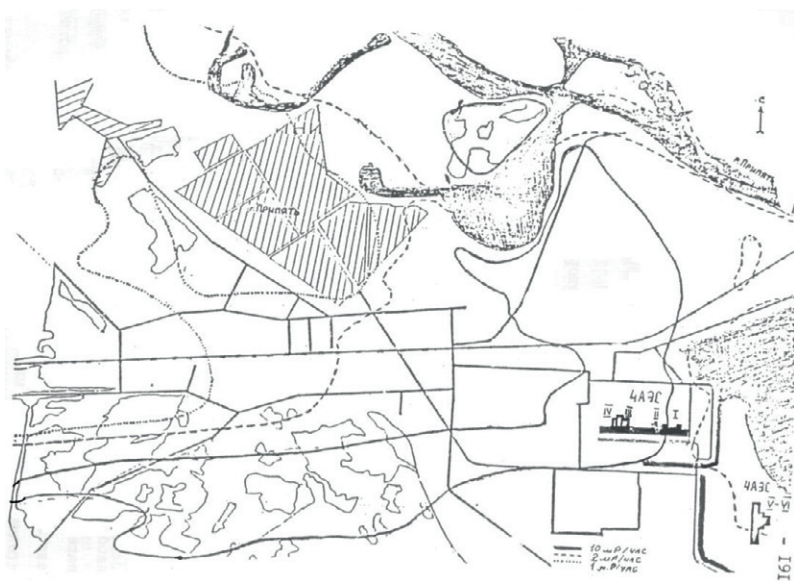


Рис. 18. Схема загрязнения ближней зоны ЧАЭС [78]

Наибольшему загрязнению подверглись территории непосредственно в районе аварийного блока – строительная база 2-й очереди ЧАЭС, лесной массив в северо-западном направлении от станции. На строительной базе, которая занимает площадь 120 га, были расположены 136 зданий и сооружений различного назначения. Суммарная активность на территории стройбазы составляет порядка 17000 Ки при плотности загрязнения от 10000 Ки/км² до 24000 Ки/км². Кровли зданий общей площадью 3 га выполнены мягкими материалами, их загрязнение оценивалось в 1000 Ки активности, при этом МЭД на кровлях составляла в среднем 150 мР/ч. Было принято решение о дезактивации в первую очередь данных территорий. При этом здания, которые в силу их конструкции дезактивировать было невозможно или нецелесообразно, подлежали сносу и захоронению. К этой категории были отнесены здания на строительной базе 2-й очереди ЧАЭС, в с. Копачи, с. Шепеличи, с. Чистоголовка, в районе станции Янов, на территориях, отведенных под дачные участки и гаражи в буферной зоне г. Припять [78].

В соответствии с подходами к ликвидации последствий радиоактивного загрязнения, господствовавшими в то время, проведение широкомасштабной дезактивации территорий и населенных пунктов считалось возможным и приемлемым в том числе и на территориях, откуда было эвакуировано население.

В сентябре 1986 г. было принято решение о дезактивации г. Припять. Сотрудники НЦ МО с участием других организаций разработали математическую модель организации и выполнения работ. Затем провели экспериментальную дезактивацию 4-го микрорайона и теплично-овощного комбината г. Припять. Было обработано 12750 м² поверхности крыш, 108850 м² наружных поверхностей зданий, снято 10 га грунта в двух местах на глубину 10–15 см. Велась и обработка внутренних помещений. Проведенные мероприятия подтвердили расчеты и техническую возможность дезактивации. На основании экспериментальных работ была разработана программа дезактивации г. Припять. Все объекты разбили на 13 типов (здания различной этажности и качества, дороги, коммуникации и т. д.). В них выделяли характерные элементы, делали подбор средств и методов. В процессе дезактивации очищались крыши, наружные поверхности зданий и сооружений, проводилась уборка мусора и строительных материалов, срезался

кустарник, был снят грунт толщиной 3–5 см и захоронен вместе с дерном и травой. Отмывались отмостки вокруг зданий и дорожки. В итоге было дезактивировано 55 зданий с общей поверхностью 1870 м². В ряде мест уровни радиации были снижены в десять раз. Однако в целом результаты работы оказались неудовлетворительными главным образом из-за вторичного переноса радиоактивных веществ, в результате чего загрязненность наружных поверхностей практически восстанавливалась в течение суток. Поэтому снизить загрязненность территории города до допустимых уровней не удалось даже к осени 1987 г. Впоследствии работы были свернуты [51, 52].

В 1987–1988 гг. были проведены обширные работы по дезактивации населенных пунктов, расположенных в загрязненных радионуклидами районах. Дезактивации были подвергнуты свыше 900 населенных пунктов Беларуси, России и Украины, однако, она оказалась малоэффективной (коэффициент дезактивации – 1,2–1,4). Дезактивация проводилась силами и средствами химических и инженерных войск с помощью штатных дегазационных машин АРС-12 и с применением штатных дезактивационных рецептов СФ-2у. Процесс дезактивации заключался в обмыве крыш, стен и дорог с твердым покрытием струей раствора под небольшим давлением из специальных спринклерных устройств. В отдельных случаях совместно с распыляющим устройством применялись специальные щетки. Загрязненный мусор, в ряде случаев – грунт и кровли снимались и захоранивались во временные могильники траншейного типа. В 1986–1987 гг. инженерными войсками была выполнена дезактивация местности путем снятия верхнего слоя грунта и его захоронения на территории более 350 тыс. м³ [43, 68].

Однако указанные мероприятия не привели к успеху, и возвращение населения в эвакуированные города и поселки было признано нецелесообразным. Дезактивация неэвакуированных населенных пунктов, сопровождавшаяся образованием большого объема РАО, хоть и имела положительный социально-психологический эффект, но также была признана в целом неэффективной.

Захоронение РАО в Чернобыльской зоне

Преимущественным методом захоронения РАО во время ликвидации последствий аварии в 1986 г. было захоронение «на месте», т. е. на участке, где отходы образовались. Как было описано выше, РАО с территории, прилегающей к 4-му блоку, с кровель 3-го и 4-го блоков максимально удалялись в развал реактора с последующим захоронением их вместе с разрушенным реактором в объекте «Укрытие». Выбор такого метода в первую очередь определялся техническими возможностями сбора, упаковки и транспортировки гигантских объемов отходов и практическим отсутствием в зоне досягаемости установленных хранилищ, способных принять такой объем РАО. Кроме того, сложившаяся обстановка требовала незамедлительного принятия мер.

Если захоронение РАО вместе с аварийным блоком имело относительно долговременный характер, то такие территориальные захоронения принимались как временные с планируемым последующим перезахоронением в хранилища, отвечающие долгосрочным требованиям к обеспечению безопасности окружающей среды.

Поэтому одновременно с экстренным удалением РАО принимались меры по устройству долговременных хранилищ. Для определения мест захоронения радиоактивных отходов средней и низкой активности правительственная комиссия своим решением от 15.06.1986 г. образовала рабочую группу (руководитель А. К. Круглов, член правительственной комиссии, начальник научно-технического управления Минсредмаша). В состав рабочей группы включили представителей научных организаций Украины и ряда союзных ведомств. В результате работы группы был разработан порядок захоронения отходов.

Было принято решение о выборе места и срочном строительстве могильников (хранилищ) в районе села Буряковка на расстоянии 4 км к югу от ЧАЭС и «Подлесного», в 1,5 км севернее Чернобыльской АЭС. Рабочий проект могильников выполнял ВНИИПИЭТ с участием проектного института Украины и привлеченных организаций.

При выборе месторасположения временных могильников учитывались предложения ученых и специалистов и по возможности требования действовавших на то время норм безопасности и санитарных правил. При этом важным фактором была транспортная доступность и возможность перевозки некондиционированных РАО.

При дезактивации населенных пунктов вне Чернобыльской зоны, загрязненных в результате аварии, также организовывались временные захоронения РАО. Так, например, по состоянию на 15 июня 1986 г. инженерными войсками был организован 51 временный могильник, в которых находилось около 135500 м³ отходов:

- в секторе № 1 (район Маритон – Савич) – 86,3 тыс. м³;
- в секторе № 2 – 24 могильника в районе Опачи, Терехов, Корогод, Залесье – 36,6 тыс. м³;
- в секторе № 3 – 22 могильника в районах населенных пунктов Полесское, Вильча, Ольшанка и др. – 12,6 тыс. м³.

Конструкция таких временных захоронений была максимально упрощенной. Могильники представляли собой траншеи глубиной от 3 до 5 м с пленочной гидроизоляцией (поливинилхлоридная пленка), по заполнении траншеи свободные края пленки заворачивались к оси траншеи и засыпались чистым грунтом [43].

Схема пунктов временного захоронения РАО в Чернобыльской зоне по состоянию на октябрь 1987 г. представлена на рис. 19. Каждое ПВЛРО представляет собой совокупность некоторого количества буртов и траншей, расположенных на территории данного ПВЛРО. Траншеи, как правило, создавались с помощью бульдозерной техники, а также использовались естественные углубления (овраги, канавы и т. п.). Во многих случаях над траншеей возводился бурт (насыпь), если объем привезенного изолирующего грунта превышал объем канавы. Таким образом, в ряде случаев бурты – это переполненные траншеи. Все хранилища сверху покрывались чистым грунтом.

ПВЛРО создавались без проектной документации и зачастую без учета гидрогеологических условий. При производстве работ по сбору и удалению РАО в ПВЛРО, как правило, не проводились классификация образующихся отходов и их сортировка. В период 1987–1988 гг. с улучшением радиационной обстановки и по мере создания постоянных хранилищ («Буряковка» и «Подлесный») велось перезахоронение отходов из временных хранилищ. К сожалению, детальная информация о ходе выполнения этих работ не сохранилась. Объемы РАО и уровень их активности на октябрь 1989 г. представлены в табл. 17.

Образование ПВЛРО и количество радионуклидов, в них захороненных, фактически определялись уровнями загрязнения подлежащей дезактивации территории. Данные, приведенные в таблице, были получены по произвольной методике весьма консервативно – по величине уровней мощности доз гамма-излучения на соответствующем участке.

**Таблица 17. Характеристики временных захоронений в ближней зоне ЧАЭС,
октябрь 1989 г.**

№	Название участков	Объем РАО, м ³	Оценка количества активности, Ки	Примечание
1а, 1к	«Рыжий лес», дачи, «Станция Янов», «Припять»	560	$\sim 6 \cdot 10^5$	
2а, 2б	«Новая стройбаза»	150	10^3	
3а, 3г	«Старая стройбаза»	510	$\sim 1,5 \cdot 10^5$	
4	3-я очередь ЧАЭС	50	$\sim 5 \cdot 10^5$	
5а-5г	«Северный», очистные сооружения	192	$7 \cdot 10^3$	Перевезен на ПЗРО «Буряковка» («Северный» – 2 т/м ³)
6	Нефтебаза	10	$5 \cdot 10^3$	
7а, 7б	Песчаное плато, порт	126	$5 \cdot 10^3$	
8а, 8б	Зона новых санпропускников	30	$5 \cdot 10^3$	
9	ПЗРО «Копачи»	17	10^3	Перевезен на ПЗРО «Буряковка»
10а, 10б	«Ромашка», зона 4-го блока	10	$5 \cdot 10^4$	«Ромашка» перевезена на ПЗРО Б – 1,5 т/м ³
	Итого*	1503	$1,3 \cdot 10^6$	

Примечание: * – без перевезенных захоронений; всего траншей и буртов на указанных территориях – ~ 750 единиц; нумерация участков дана по схеме рис. 19.

Одним из наиболее известных пунктов временного захоронения был «Рыжий лес». На обширной территории, в основном по «западному следу» радиоактивного выброса, дозы облучения сосны обыкновенной (*Pinus sylvestris*) оказались настолько высоки, что привели к гибели деревьев (поглощенная доза составила 100÷120 Гр). Значительная часть площади погибшего леса простиралась вдоль дороги, ведущей на ЧАЭС (участки 1а, 1б, (рис. 19)). Мощность экспозиционной дозы на территории леса колебалась от 1 Р/ч до 100 Р/ч и нарастала по мере приближения к промплощадке [74]. При этом на трассе Чернобыль–Припять МЭД достигала 5 Р/ч и более.

По результатам исследований РИАН, в июле 1986 г. оценка количества ядерного топлива, выброшенного в «Рыжий лес», составила от 57 до 118 кг/км² по UO₂ [34].

В 1987 г. было принято решение о захоронении этого леса. Предварительно площади погибшего леса оценивалась более чем в 200 га, сбор и упаковка такого количества РАО не представлялись возможными, поэтому было решено захоранивать их в траншеи по месту. Предусматривались вырубка и захоронение леса с засыпкой слоем фунта толщиной до 50 см и общим объемом около 250 тыс. м³ [43].

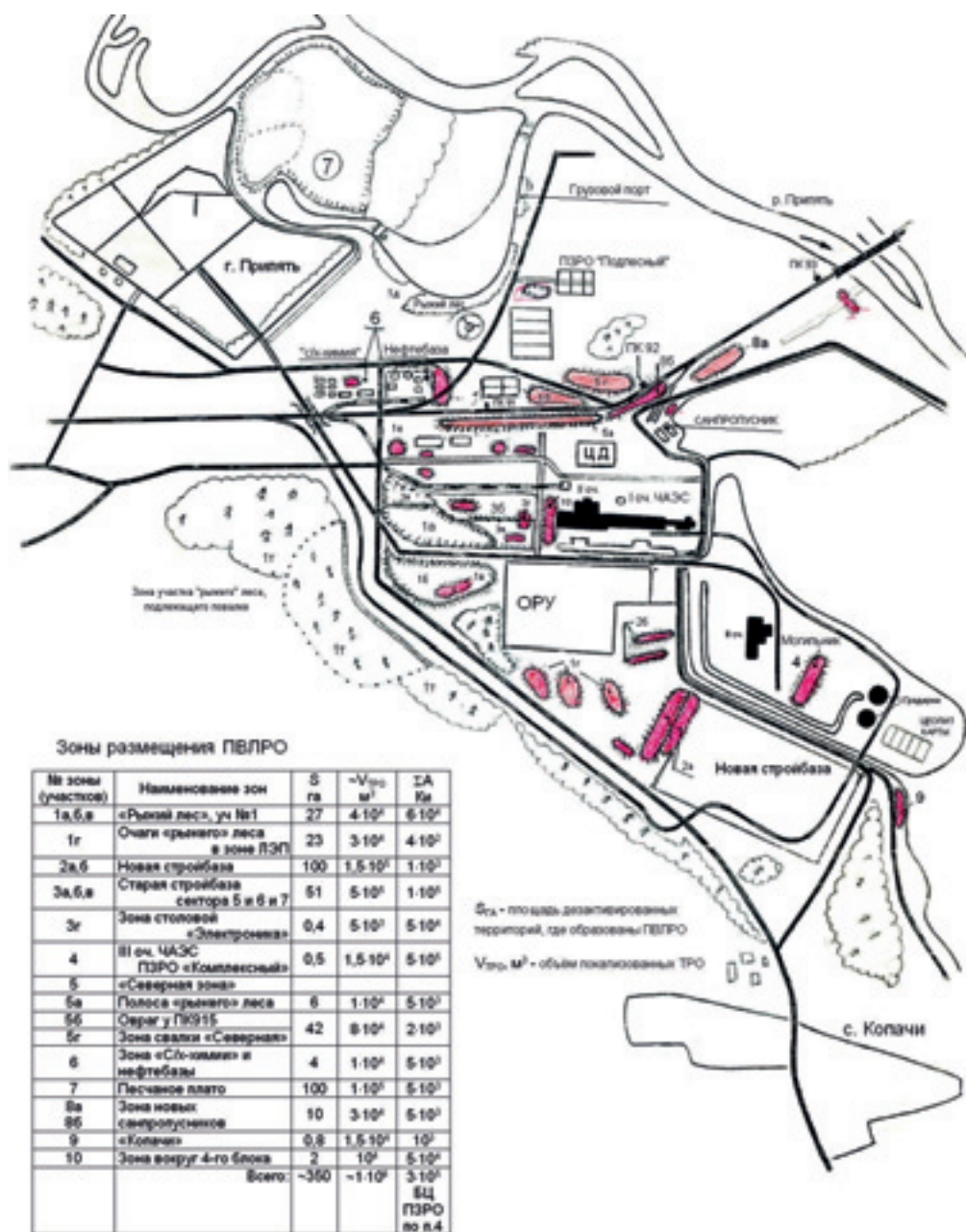


Рис. 19. Схема размещения временных захоронений РАО в Чернобыльской зоне по состоянию на октябрь 1987 г. (из личного архива)

Для работы по захоронению леса создавались, как минимум, две команды на каждый участок. В каждую команду включались 2 ИМР, бульдозер с защищенной кабиной, 2–3 мотопилы, от 20 до 30 автосамосвалов для подвоза грунта и 2 экскаватора.

Общая численность личного состава одной команды составляла 60–70 человек. «Чистый» грунт подвозился из карьера с плечом подвоза около 5 км. Захоронение производилось в грунтовых траншеях глубиной 1,5–2 м, отрытых бульдозером. Валка леса осуществлялась в траншее с помощью машин ИМР. Затем производилась засыпка слоем грунта высотой от 0,5 до 1 м выше слоя стволов и веток. Грунт разравнивали и уплотняли бульдозером с защищенной кабиной. Проверялся уровень мощности излучения, и при необходимости подсыпка увеличивалась.

Как уже отмечалось, достаточно точные данные о характеристиках и объемах РАО, захороненных в ПВЛРО, до настоящего времени не сохранились. В 1990 г. была произведена инвентаризация известных ПВЛРО [38]. В ходе работ по инвентаризации были определены девять территорий ПВЛРО, которым даны следующие условные наименования: «Нефтебаза», «Старая стройбаза», «Новая стройбаза», «Станция Янов», «Рыжий лес», «Песчаное плато», «Копачи», «Чистоголовка», «Припять». Также были даны численные оценки захоронений, однако в дальнейшем эти данные продолжали уточняться. Сводная таблица различных оценок на 2004 г. представлена ниже (табл. 18).

В связи с недостаточностью радиологической информации по временным захоронениям ЧЗО в соответствии с государственной Программой обращения с РАО в Украине [37, 66] производятся работы по радиологической характеристике ПВЛРО ЧЗО и их перезахоронению. Так, на 1 января 2012 г. по результатам выполненных обследований оценка общего объема РАО, находящихся в ПВЛРО, составила 886400 м^3 . При обследовании временных хранилищ РАО было определено, что на обследованных хранилищах более 200 траншей и буртов на время обследования уже не содержат отходов, которые в соответствии с действующими нормативами могут быть отнесены к категории радиоактивных. Отсутствие РАО в этих траншеях и буртах объясняется как снижением удельной активности радионуклидов за счет естественного распада до уровней ниже критериев определения РАО («уровень изъятия» согласно ОСПУ-2005), так и изменением критериев определения радиоактивных отходов по сравнению с теми, которые действовали ранее (например согласно СПОРО-85 к радиоактивным отходам относились материалы с поверхностным загрязнением до $50 \text{ Бк}\cdot\text{см}^2\cdot\text{мин}$). Выявленные при обследовании РАО были перезахоронены в ПЗРО «Буряковка», что также привело к сокращению общего объема РАО, находящихся в ПВЛРО [17]. Карта-схема современного размещения территорий, где расположены участки ПВЛРО и ПЗРО в Чернобыльской зоне, представлена на рис. 12 цветной вкладки.

Поскольку ПВЛРО не имеют инженерных барьеров предотвращения миграции радионуклидов и содержат некондиционированные РАО, они не отвечают требованиям нормативных документов по обеспечению безопасной эксплуатации и представляют источник загрязнения окружающей среды. Действующими государственными программами по обращению с РАО предусмотрено их полное перезахоронение.

**Таблица 18. Различные оценки РАО, находящихся в ПЗРО и ПВЛРО
Чернобыльской зоны [16]**

Наименование хранилища	Инвентаризация 1990 г.		Оценки, проект TACIS UR/029, 1995 г.		Инвентаризация 1999 г.		Оценки, проект TACIS OSAT, 1999 г.		Оценки, проект NNC, 2000 г.	
	Объем, тыс м ³	Активность, ТБк	Объем, тыс м ³	Активность, ТБк	Объем, тыс м ³	Активность, ТБк	Объем, тыс м ³	Активность, ТБк	Объем, тыс м ³	Активность, ТБк
ПЗРО «Буряковка»	250,0	555,0	450	970,0	560,0	2430,0	533,6	2427,0	590,0	150,0
ПЗРО «Подлесный»	11,0	2590,0	11,0	2600	11,0	2590,0	11,0	2600,0	3,96*	1000,0
ПЗРО «3-я очередь ЧАЭС»	88,0	1295,0	88,0	1300,0	26,2	471,0	26,2	471,0	26,2	75,0
ПВЛРО «Нефтебаза»	5,0	4,4	2,7	3,55	93,5	61,9	122,1	55,3	154,4	–
ПВЛРО «Песчаное плато»	100,0	185,0	100,0	185,0	100,0	185,0	100,0	185,0	90,8	–
ПВЛРО «Старая стройбаза»	290,0	1147,0	280,0	1147,0	195,0	1126,0	398,0	1316,6	484,0	–
ПВЛРО «Новая стройбаза»	–	–	–	–	150,0	185,0	–	–	240,0	–
ПВЛРО «Рыжий лес»	500,0	481,0	500,0	481,0	500,0	481,0	250,0	310,8	911,6**	–
ПВЛРО «Станция Янов»	30,0	37,0	30,0	37,0	30,0	37,0	186,9	2,89	–	–
ПВЛРО «Чистоголовка»	180,0	0,037	160,0	3,7	160,0	3,7	160,0	3,7	160,0	–
ПВЛРО «Копачи»	120,0	37,0	–	–	110,0	33,3	110,0	33,0	250,0	–
ПВЛРО «Припять»	16,0	25,9	3,0	24,3	16,0	25,9	16,0	26,0	–	–
Итого	1590,0	6357,3	1624,7	6751,6	1951,7	7629,8	1913,8	7431,3	–	–

Примечание: *Объем РАО не учитывает материал (бетон+песок) консервации.

**Суммарный объем ПВЛРО «Рыжий лес» и «Станция Янов».

Характеристика ПЗРО

Долговременные хранилища РАО начали создаваться в июне 1986 г. В отличие от ПВЛРО, проекты этих хранилищ предусматривали определенные инженерные барьеры предупреждения миграции радионуклидов, учитывали гидрогеологические условия и имели сооружения физической защиты. Было создано три таких хранилища, получивших статус ПЗРО – «Буряковка», «Подлесный», «3-я очередь ЧАЭС» (старое название «Комплексный»).

ПЗРО «Буряковка»

ПЗРО «Буряковка» расположен в 23 км от ЧАЭС и сооружен по проекту ВНИПИЭТ, принят в эксплуатацию в феврале 1987 г. ПЗРО «Буряковка» является поверхностным хранилищем и предназначена для захоронения аварийных РАО.

Площадка хранилища расположена в районе Чистоголовской гряды на водоразделе рек Припять и Уж на отметки 140 м БСВ (Балтийской системы высот), подземные воды залегают на глубине 14-18 м. Почвы песчаные и супесчаные. Хранилище оборудовано сетью наблюдательных скважин контроля содержания радионуклидов в подземных водах.

Хранилище предназначено для захоронения твердых радиоактивных отходов (ТРАО) 1-й и 2-й группы (по классификации «Санитарных правил обращения с РАО» (СПОРО-85), первоначально содержание радиоактивных веществ ограничивалось только по мощности экспозиционной дозы до 5 Р/ч. С 01 января 1990 г. критерии приемки отходов на захоронение были ужесточены: снижена МЭД от $0.3 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ до $10 \text{mSv}\cdot\text{h}^{-1}$, и установлен уровень содержания α -излучающих радионуклидов – не более 2% от общей активности.

ПЗРО «Буряковка» имеет 30 траншей-хранилищ со средней емкостью одного хранилища 22–23 тыс. м³. У траншеи для захоронения отходов размеры в плане 58,8×150 м и глубина 5,6 м. Боковые стенки выполнены с уклоном 1:4. По дну и боковым стенкам выполнен глиняный экран толщиной 1 м и создан выравнивающий слой из местного грунта толщиной 0,6 м (рис. 13 цветной вкладки). Загрузка РАО в траншеи производится «навалом» или с использованием разовых металлических контейнеров.

Хранилище находится в эксплуатации. Оценки безопасности, выполненные в 2012 г., показывают, что ввиду отсутствия населения в Чернобыльской зоне, в настоящее время создаются условия для обеспечения безопасности при эксплуатации ПЗРО [42]. В силу имеющихся неопределенностей в исходных данных условия данного захоронения обеспечат допустимый уровень содержания радионуклидов в подземных водах ко времени достижения фронта загрязнения реки Припять (более 300 лет).

ПЗРО «Подлесный»

ПЗРО «Подлесный» сооружен в районе бывшего хутора «Подлесный» примерно в 2,5 км восточнее г. Припять и на расстоянии 1,5 км севернее Чернобыльской АЭС. Расстояние до Припятского затона – около 550 м, приблизительно в 1,2 км, севернее ПЗРО находится р. Припять. С южной стороны к площадке ПЗРО примыкают поля фильтрации очистных сооружений г. Припять. Выбор места локализации хранилища был обусловлен требованием минимального расстояния от ЧАЭС и отсутствием пересечений транспорта с РАО и основных грузопотоков ЛПА на станцию.

Объект принят в эксплуатацию в декабре 1986 г. (решение правительственной комиссии от 23 октября 1986 г. № 257, проект ВНИПИЭТ). ПЗРО предназначено для захоронения РАО с мощностью дозы гамма-излучения от 50 до 250 Р/ч. Тип хранилища – модульный. Строительные конструкции модулей представляют собой железобетонные стены, выполненные из монолитного бетона и бетонных блоков, которые установлены на общей фундаментной бетонной плите. Толщина стен модуля типа А равна 1,12 м, модуля типа Б – 2,4 м; фундаментной плиты – 2 м. Радиоактивные отходы загружены только в модули А-1 и Б-1 примерно на половину объема. РАО относятся к 3-й группе согласно классификации СПОРО-85, мощность дозы гамма-излучения составляет от 50 до 250 Р/ч. Территория ПЗРО ограждена, имеется сеть контрольно-наблюдательных скважин (КНС). Ведется постоянный контроль за радиоактивным загрязнением грунтовых вод. После прекращения захоронения РАО в 1993–1995 гг. были выполнены

работы по первичной консервации ПЗРО, которая состояла в заливке объемов модулей бетонной смесью и последующей засыпке гравием, грунтом, а также засевом трав. В дальнейшем с целью предотвращения поступления осадков по проекту Киевского института «Киевэнергопроект» создана дополнительная кровля (рис. 14 цветной вкладки).

Учетные журналы РАО, захороненных в аварийный период, утрачены. Сведения о количестве захороненных радиоактивных отходов и их радионуклидном составе, имеющиеся в настоящее время, весьма неточные. По официально принятым данным считается, что в модули ПЗРО захоронено 3960,0 м³ высокоактивных радиоактивных отходов (3-й группы по классификации СПОРО-85), в том числе в модуль А-1 – 2650,0 м³ с МЭД от 5 до 50 Р/ч и в модуль Б1 – 1310,0 м³ в контейнерах с МЭД излучения от 50 до 250 Р/ч и более. С учетом слоя песчано-гравийной смеси и бетона использованных при консервации, которые, в свою очередь, также стали по сути радиоактивными отходами, общий объем РАО в ПЗРО «Подлесный» согласно инвентаризационной ведомости составляет 11000 м³ (22000 т) с активностью 70 тыс. Ки. Оценка безопасности по современным методикам не производилась.

ПЗРО «3-я очередь ЧАЭС» («Комплексный»)

ПЗРО «3-я очередь ЧАЭС» («Комплексный») находится на промплощадке Чернобыльской АЭС на территории 5-го энергоблока 3-й очереди АЭС к западу от градирен 3-й очереди ЧАЭС. Эксплуатация ПЗРО начата в 1986 г., когда для удаления РАО, возникающих в процессе ЛПА, было принято решение об использовании для захоронения РАО недостроенного хранилища твердых отходов низкой и средней активности 3-й очереди ЧАЭС (рис. 20). Хранилище состоит из семи продольных каньонов. Стены между ними имеют длину от 90 до 140 м выполнены из сборного железобетона. Ширина каждого каньона ~6 м, высота стен ~5 м, торцевые стены отсутствуют (рис. 21). В каньоны загружались металлические контейнеры с РАО объемом 1 м³. В настоящее время камеры сверху частично закрыты бетонными плитами, на которые уложены метровый слой уплотненной глины и слой грунта. Объект законсервирован с декабря 1988 г.

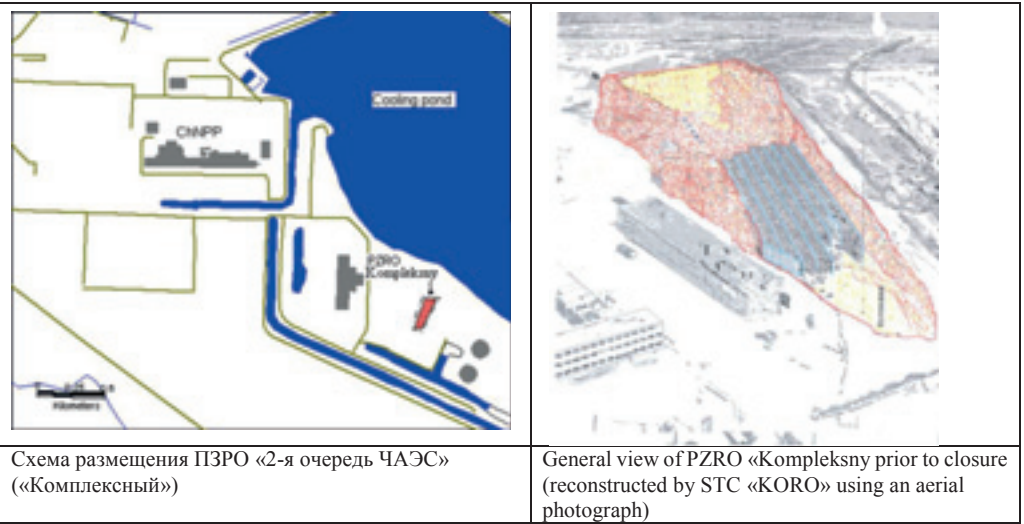


Рис. 20. ПЗРО «3-я очередь ЧАЭС» («Комплексный»)

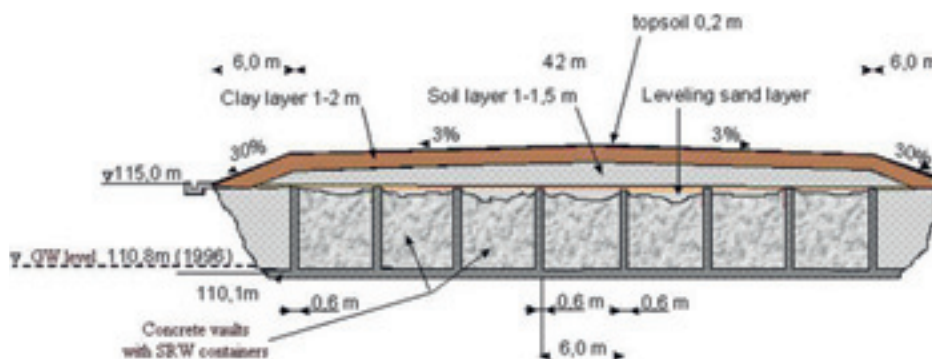


Рис. 21. Схема конструкции ПЗРО «3-я очередь ЧАЭС»

При существующем режиме эксплуатации водоема-охладителя ЧАЭС ПЗРО может подтапливаться грунтовыми водами. После прекращения эксплуатации водоема и снижения его уровня поступление грунтовых вод в хранилище будет исключено. Оценка безопасности для данного хранилища не производилась.

Техника, применяемая при обращении с РАО в период ЛПА

Если обращаться к литературным источникам по проблемам ЛПА на ЧАЭС, то можно сделать вывод, что вся работа по ЛПА выполнена вручную силами военнослужащих благодаря их героизму или «рабской покорности». Однако это далеко не так. Отдавая дань героизму советских людей, «ликвидаторов», как их впоследствии называли, необходимо отметить что вручную, без применения технических средств, выполнить тот объем работ, который осуществлен в 1986–1987 гг., было бы просто невозможно. Поэтому цель настоящего раздела показать, какая техника применялась при ЛПА на ЧАЭС, по возможности определить ее достоинства и недостатки и сделать выводы, какие технические средства в первую очередь необходимы при ликвидации последствий крупной ядерной либо радиационной аварии. Безусловно, мы не претендуем на окончательную полноту рассмотрения данного вопроса вследствие его обширности и неполноты доступной нам информации.

Какой-либо специальной техники для дезактивации территории или сбора радиоактивных отходов в случае аварийной ситуации в гражданской промышленности в то время не существовало, поэтому в первую очередь была использована техника, состоящая на вооружении инженерных и химических войск СССР. К сожалению, такая техника проектировалась для ведения боевых действий на территориях, пострадавших от оружия массового поражения, и для работы в условиях крупной радиационной аварии она оказалась не совсем подходящей.

Наиболее эффективными в условиях ЛПА на ЧАЭС стали инженерные **машины разграждения (ИМР-2)**. Машина ИМР-2 (рис. 22), выполненная на базе танка Т-72А, принята на вооружение в 1980 г. (начала поступать в войска в начале 1986 г). Машина предназначалась для расчистки завалов и разрушений при инженерном обеспечении боевых действий войск, в том числе и на радиоактивно загрязненной местности. Для выполнения этих задач машины оснащались бульдозерным, крановым и дополнительным оборудованием (ковшом, скребком, буром). Бульдозерное оборудование было универсальным.

Ширина бульдозера в грейдерном положении составляет 3,4 м, в бульдозерном – 4,15 м, а в двухотвальном – 3,56 м. В походном положении бульдозерное оборудование поднято и находится на крыше.



Рис. 22. Реконструированная инженерная машина разграждения ИМР-2Д.
На захвате-манипуляторе хорошо виден гамма-локатор (белый цилиндр)

Броневой корпус был полностью герметичен и обеспечивал защиту экипажа от гамма-излучения с коэффициентом ослабления гамма-излучения: ИМР – от 2 до 40 раз, ИМР-2В – 80–120 раз, ИМР-2Е – до 250 раз. Кабина машины была оборудована фильтровентиляционной установкой и имела рентгенометр-радиометр ДП-3Б, измеритель мощности дозы (рентгенометр) ДП-3Б диапазоном от 0,1 до 500 Р/ч. Экипаж – 2 человека (механик-водитель и оператор).

Однако для условий ЧАЭС радиационная защита серийных машин оказалась недостаточной. В срочном порядке в НИКИМТе (Москва) выполнили усиление защиты и усовершенствование машины для работы в условиях аварии на ЧАЭС. За 21 день был изготовлен модернизированный образец ИМР-2Д с защитой двигателя фильтрами от попадания радиоактивной пыли, установлен гамма-локатор с большим диапазоном измерений, который позволял осуществлять точную фокусировку (поиск) источника излучения, установлены манипулятор и грейфер для съема грунта толщиной слоя 100 мм, улучшена аппаратура измерения радиоактивного фона внутри и снаружи. Машина была оснащена видеотелесистемой. Кратность ослабления гамма-излучения увеличилась до 2000 раз. 31 мая 1986 г. машина поступила в эксплуатацию. Всего в НИКИМТе было реконструировано для Чернобыля две машины ИМР-2 и четыре кабины для автосамосвалов. Изготовлены защитные кабины для кранов марки «Либхер» и «Демаг». Усилена защита пяти машин марки БТР-70 для доставки персонала (крановщиков) к кранам «Демаг» [67].

Для снятия верхнего слоя грунта на радиоактивно загрязненных территориях также использовались:

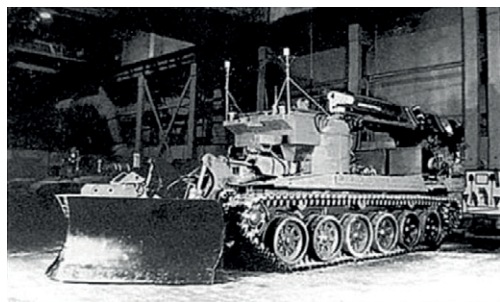
- модернизированный бульдозер Т-130М с кабиной, обеспечивающей снижение уровня радиации в 2500–3000 раз, фильтровентиляционной установкой и системой дозиметрического контроля;

- путепрокладчик БАТ-М – армейская машина, предназначенная для механизации инженерных работ при прокладке колонных путей, подготовке дорог, расчистке местности. Масса – 27,5 т. Имела герметизированную кабину, которая позволяла экипажу работать в условиях радиационного загрязнения местности. БАТ-М применялся для проведения работ по дезактивации территорий, прилегающих к промплощадке ЧАЭС (рис. 23), захоронению «Рыжего леса» и других.



Рис. 23. Удаление загрязненного грунта на площадке перед АБК-1 с помощью путепрокладчика БАТ-М

Специальной дистанционно управляемой техники, предназначенной для сбора и удаления РАО, до аварии на ЧАЭС практически не было. Однако в ходе ЛПА специалистами инженерных войск совместно с промышленностью на базе инженерной машины разграждения ИМР-2 был спроектирован и изготовлен радиоуправляемый комплекс «Клин» (ВНИИТрансмаш) (рис. 24). Рабочая машина комплекса с дистанционным управлением была оснащена бульдозерным отвалом, манипулятором с захватом, грейфером, дозиметрическим оборудованием, позволяющим выполнять поиск высокоактивных точечных источников. Машина управления имела повышенную биологическую защиту (до 1000-кратного ослабления гамма-излучения). Комплекс работал в течение всего 1986 г. на расчистке территорий в районе 4-го энергоблока и в «Рыжем лесу» [85].



а)



б)

Рис. 24. Комплекс «Клин-1». а) рабочая машина; б) машина управления

Для сбора РАО были закуплены и испытаны в условиях ЧАЭС имеющиеся в то время зарубежные образцы дистанционно управляемых механизмов:

Радиоуправляемый бульдозер Komatsu D-355W-2 (Япония). Komatsu – бульдозер с манипулятором-захватом, который мог выполнять функции погрузчика. На данной машине не предусматривалась возможность ручного управления и, соответственно, отсутствовала кабина (рис. 25). В связи с небольшим радиусом действия радиоправления данной техникой приходилось управлять из кабины армейской бронетехники (например из кабины ИМП), что, к сожалению, резко сужало ее возможности. Машина могла разбивать обломки бетонных конструкций, имела достаточную мощность. Радиоуправление этой машины не выдержало высоких уровней излучения и быстро отказало.



Рис. 25. Радиоуправляемый бульдозер Komatsu

Проведено опытное опробование трех финских **шахтных погрузчиков типа «Торо»**. Это низкие фронтальные погрузчики сочлененной схемы с хорошими характеристиками управляемости, но малой дальностью; они оказались малопригодны для условий ЧАЭС ввиду выхода из строя радиоправления.

Отечественная техника тоже приспособлялась к условиям работы на ЧАЭС. Так, было использовано 12 единиц бульдозеров ДЭТ-250 (Челябинский тракторный завод).

ДЭТ-250 – тяжелый бульдозер, обычный, с электромеханической трансмиссией с радиоправлением (рис. 26).



Рис. 26. Бульдозер ДЭТ 250 с защищенной кабиной

К сожалению, все перечисленные машины показали низкую эффективность в условиях аварии на ЧАЭС при работах в высоких радиационных полях. Радиоуправление быстро выходило из строя, имело недостаточную дальность, а у ДЭТ-250 было весьма громоздким. Мощность и функциональность зарубежных машин оказалась недостаточной. Примененная электроника управления не выдерживала воздействия интенсивного ионизирующего излучения. В результате основной объем земляных дезактивационных работ в зоне повышенной радиации выполнялся биозащищенной техникой. Можно сказать, что радиоуправляемая техника не выдержала конкуренции с биозащищенной [24].

Общим недостатком техники, примененной в Чернобыле для сбора и удаления РАО, были крайне неудовлетворительные ремонтпригодность и дезактивируемость. В рабочих условиях быстро загрязнялась ходовая и двигательная часть. Например, несмотря на все меры защиты, радиоактивность внутренних поверхностей ИМР-2Д, особенно в местах размещения экипажа (под ногами), быстро достигала 150–200 мР/ч. Ходовая часть машины РХМ за сутки набирала до 5 бэр/ч, моторная – сотни мбэр/ч. Дезактивация механизмов требовала очень больших трудозатрат и не всегда была эффективной.

В связи с тем, что установка дополнительной биологической защиты производилась в экстренном порядке, иногда вне заводских условий, на многих машинах часто ухудшались эксплуатационные характеристики – обзор, управление.

Для транспортировки РАО использовались **специальные автомашины КрАЗ– 256 Б1-030**.

В кратчайшие сроки Кременчугский автомобильный завод изготовил 18 экземпляров на базе серийной модели КрАЗ-256Б. Стандартная кабина была заменена на одноместную специальную с биозащитой из свинца, имевшую единственное лобовое радиозащитное окно и оборудованную фильтровентиляционной установкой. Кроме того, аналогичным образом была усилена защита передней стенки самосвального кузова и увеличена его высота (рис. 27).



Рис. 27. Модернизированный КрАЗ на загрузке РАО в могильник

Для транспортировки РАО, особенно для дезактивации территории, прилегающей к 4-му блоку, в первый период после аварии также использовались **машины ПТС-2 с усиленной биозащитой** (для защиты экипажа в кузове была дополнительно установлена защита из железобетонных блоков, а кабина усилена листовым свинцом) (рис. 28). Машина имела достаточную грузоподъемность до 5 т. Герметизированная кабина обеспечивала защиту при работе в условиях радиоактивного загрязнения местности.



Рис. 28. Плавающий транспортер ПТС-2. В Чернобыле использовался для транспортировки РАО и других грузов вблизи 4-го блока

Для проведения ряда работ по дезактивации твердых дорожных покрытий, в частности на отдельных участках территории АЭС и г. Припять, использовались вакуумные установки, предназначенные для очистки аэродромного покрытия. Их применяли для очистки твердых покрытий от мелких фрагментов активной зоны реактора (массой до 50–200 г), осколков графита, бетона. Была модернизирована аэродромно-уборочная машина В-68 (рис. 29). Производительность данных установок составила от 1000 до 18000 м²/ч. Специально разработанная конструкция фильтров для этих машин позволяла выполнять дистанционную выгрузку радиоактивной пыли и отмывку их внутренних полостей.



Рис. 29. Вакуумная установка – вакуумно-уборочная машина В-68, использовавшаяся для сбора мелкодисперсных частиц ядерного топлива

Для перевозки персонала и дозиметрической разведки применялись серийные машины БТР-70, БРХМ, РХМ, однако радиационная защита их требовала усиления, что зачастую выполнялось прямо на месте с помощью листового свинца толщиной 1–1,5 см.

Для сбора реакторного графита и других фрагментов активной зоны в работах на кровлях реактора использовались роботы, оборудованные отвалами-ковшами, захватами-манипуляторами и приборами радиационной разведки (рис. 30). По данным Е. И. Юревича, на ликвидации аварии было задействовано около 15 типов модульных роботов, которые имели разное назначение [55], в том числе «Мобот-Ч-ХВ» и «Мобот-Ч-ХВ-2», MF-2 и MF-3, БАЭР («Белоярец»), МВТУ-2, ТР-Б1, РТК «Авангард», РР-Г1 (робот-разведчик).



Рис. 30. Робот СТР-1 разработки ВНИИТрансмаш

Технические характеристики некоторых роботов представлены в табл. 19.

Таблица 19. Использование некоторых робототехнических устройств [72]

Наименование характеристик	«Мобот - Ч-ХВ»	МФ-3	БАЭР «Белоярец»	СТР-1	ТРГ
1	2	3	4	5	6
Разработчик	МВТУ им. Баумана, УНХВ МО (СССР, Москва)	ФРГ	Белоярск, СССР	Ленинград, СССР	Ленинград, СССР
Масса, кг	430	350	1400	1100	1800
Шасси	Гусеничное	Гусеничное	Колесное	Колесное	Гусеничное
Питание	Кабель. 380 В	Кабель. 220 В	Кабель. 380 В	Аккумулят. 27 В	Кабель. 380 В
Длина кабеля, м	200±160	100	200	—	200
Тяговое усилие на ковше-отвале, кг	500	—	700	700	700
Грузоподъемность захвата-манипулятора, кг	100	80	60	—	—
Приборы радиационной разведки	есть	нет	нет	нет	нет
Общая наработка, ч	более 1000	100	120	3-4	70
Очищенная площадь, м ²	~1500 на уровнях более 500 Р/ч	600 на уровнях более 500 Р/ч	1200	20	1500

К сожалению, общим недостатками всех роботов, изготовленных для ликвидации аварии на ЧАЭС, были их недостаточные мощность, проходимость, плохая управляемость, малый срок автономной работы. Радиоуправление в условиях высоких уровней излучения быстро отказывало, в случае применения кабельного питания и управления кабели часто путались, рвались. Практически ни один робот не был приспособлен для работы в условиях высокой влажности: при атмосферных осадках или от гидромонитора заливались электронные блоки, система телевидения [24].

Тем не менее роботы, разработанные в ходе аварии на ЧАЭС, несмотря на их недостатки, все же во многом способствовали успешному выполнению работ по сбору и удалению РАО. Накопленный опыт использования роботов при ликвидации аварии на ЧАЭС стимулировал работы в этом направлении в робототехнике. В настоящее время во многих странах разработаны робототехнические системы, которые применяются для ликвидации чрезвычайных ситуаций природного и техногенного характера.

Кроме вышеупомянутых машин ИМР-2, ПТС-2, для сбора и удаления РАО при дезактивационных работах на ЧАЭС применялась и другая техника. Например, использовались гидромониторы (типа ПДС-С20А) для смыва РАО с кровель 3-го энергоблока, дирижабль для организации освещения рабочей площадки строительства объекта «Укрытие».

Как уже упоминалось, очень широко применялась авиационная техника, в том числе вертолеты. С помощью вертолетов доставлялись на кровли роботы и удалялись контейнеры и «клеевые захваты» с высокоактивными РАО, производились закрепление радиоактивного материала, предотвращалось его распространение путем пылеподавления и многие другие работы, в том числе и при обращении с РАО [15].

Несмотря на отмеченные недостатки, применение техники во многом определило успешное решение задач по сбору и удалению РАО. Именно после Чернобыльской аварии стало понятно, какая техника нужна для выполнения аварийных работ и стала очевидной безусловная необходимость разработки и производства такой техники.

Какая техника нужна для ЛПА?

- Дистанционно управляемые средства дозиметрической разведки и характеристики радиационных источников. Основные свойства: высокая проходимость, (применение беспилотных летательных устройств может искажать получаемые данные за счет пылеподъема); легкость дезактивации; способность работать в высоких полях ионизирующего излучения (ИИ) и измерять широкий диапазон гамма-, бета- и альфа-излучения; определение изотопного состава; фиксирование окружающей визуальной обстановки и координат точек измерения; возможность записывать и передавать полученные данные на пульт управления.

- Техника для сбора, сортировки и транспортировки РАО ручного и дистанционного управления. Должна иметь большую мощность, высокую проходимость и защищенность от воздействия радиоактивных материалов (герметичную кабину, высокую степень ослабления ИИ), хороший обзор и управляемость. Такая техника необходима в двух вариантах: высокоманевренная, небольших размера и веса – для внутренних работ и мощная, хорошо защищенная – для работ на открытых площадках.

- Механизмы для сбора РАО должны иметь достаточную мощность и эффекторные устройства для выполнения работ в завалах из бетонных и металлических конструкций и на территориях. Должны быть разработаны различные эффекторные устройства, например ковшевой захват, грейфер, манипулятор–механическая рука, ножницы, обладающие достаточной мощностью и грузоподъемностью, а также бульдозерный/грейдерный отвалы, способные расчищать радиоактивные завалы и снимать небольшой слой поверхностно загрязненного грунта.

- Дистанционно управляемые роботы облегченного типа для работ в высоких полях радиации, способные работать на конструкциях с небольшой допустимой нагрузкой (например на кровле АЭС).

- Транспорт для перевозки различных видов РАО должен также иметь биологическую защиту для водителя для возможности работы в полях высокого уровня ИИ.

- Весьма важной характеристикой аварийных технических средств для работы в условиях ядерной либо радиационной аварии являются возможность и удобство проведения дезактивации самой техники.

Регулирование обращения с РАО при ликвидации последствий аварии на Чернобыльской АЭС

В СССР основным действующим документом в области обращения с РАО на период аварии были СПОРО-85, утвержденные Минздравом СССР (СанПиН 42-129-11-3938-85). Их действие распространялось на всю территорию СССР за исключением атомных электростанций.

Радиационная безопасность, в том числе обращение с радиоактивными отходами, на АЭС регламентировались «Санитарными правилами проектирования и эксплуатации атомных электростанций» СПАЭС-79. Кроме того, обеспечение радиационной безопасности на любых работах регламентировалось «Основными санитарными правилами работы с радиоактивными веществами и другими источниками ионизирующих излучений» (ОСП-72/80) и «Нормами радиационной безопасности» (НРБ-76) с учетом «Санитарных норм проектирования промышленных предприятий» СН 245-71.

В целом к 1986 г. в СССР существовал набор основных правил, регулирующих вопросы обращения с РАО. Однако огромный масштаб аварии 1986 г. на ЧАЭС показал, что имеющегося набора далеко недостаточно.

Недостаток в области регулирования обращения с РАО оказался в первую очередь в том, что вопросы удаления и утилизации РАО не выделялись как отдельное направление. Ни в одном документе не было регламентировано обращение с РАО в условиях крайне неблагоприятной радиационной обстановки. Вопросы временного хранения больших объемов РАО, возникающих в аварийных условиях, также не были проработаны в действующих документах.

Заключение и выводы

1. С точки зрения обращения с РАО к такой аварии атомная энергетика была совершенно не готова.

2. Не существовало никаких требований к структуре (системе) организации обращения с РАО, возникающих в таких объемах и в таких условиях.

3. Практически отсутствовала техника, необходимая для сбора и транспортировки РАО в условиях столь масштабной аварии, а существовавшая (например очень хорошие машины ИМП-2) требовала значительной доработки, особенно в части обеспечения радиационной защиты.

4. Практически отсутствовали методы организации и проведения сортировки РАО во время их сбора (сортировка осуществлялась практически только по МЭД). Необходимо было развитие как приборных, так и расчетных методов (использование scalling-factor) сортировки РАО в условиях сложной радиационной обстановки (высокие гамма-поля) и массового поступления. Нужно было развивать классификацию аварийно возникающих РАО с учетом возможности их сортировки в условиях высоких уровней внешнего облучения и требования к системе обращения с ними (кондиционированию, упаковке, транспортировке, временному хранению). Необходима была техника (передвижные установки) для кондиционирования РАО, особенно для компактирования прессуемых РАО (спецодежды).

5. Вся техника практически не была готова к длительной работе в условиях постоянного высокого радиоактивного загрязнения местности, в результате чего ремонт и дезактивация были очень затруднены и техника быстро выходила из строя по параметрам обеспечения радиационной защиты эксплуатационного персонала.

6. Имеющиеся структуры (способы) переработки очень значительных неорганизованных потоков жидких РАО, образующихся как при собственно аварийных процессах, так и при ЛПА (эксплуатация ПуСО, санпропускников, спецпрачечных, дезактивация зданий и больших сооружений), не были приспособлены к таким объемам интенсивности их образования и территориального распределения.

7. Отсутствовали какие-либо рекомендации по методам хранения и захоронения *аварийных* РАО. Необходима была разработка легких в сооружении и эксплуатации и вместе с тем отвечающих критериям безопасности временных могильников РАО, а также рекомендаций по созданию быстровозводимых могильников постоянного или длительного хранения высокоактивных РАО, в том числе и содержащих ядерный материал.

8. Практически отсутствовала система учета образующихся аварийных РАО (отсутствие надежных данных по характеристике и учету РАО в аварийных захоронениях приводит к неоправданным затратам в последующий период при планировании и проведении работ по окончательному захоронению аварийных РАО). Так, в настоящее время невозможно установить свойства РАО, находящихся в ПВЛРО и ПЗРО, – записи 1986 г. практически отсутствуют. В результате требуется проведение

дорогостоящих исследований захоронений для оценки возможностей их перезахоронения. Нужна гибкая система компьютеризированного учета РАО, позволяющая проводить их анализ даже при отсутствии некоторой первичной информации.

9. Отсутствие точных данных о количестве ядерных материалов, захороненных в ПВЛРО и ПЗРО, не позволяет принимать обоснованные решения о дальнейшей их судьбе и приводит к большим затратам по проведению дополнительных исследований и перезахоронению.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Adamov E. O., Cherkashov Yu. M., Podlazov L. N., Nikitin Yu. M. et all.* Chernobyl accident causes: Overview of studies over the decade [Conference] // Chernobyl accident causes: Overview of studies over the decade. – Vienna: IAEA. – 1996.
2. *Bogatov S. A., Borovoi A. A., Lagunenka A.S., Pazukhin E M. et all.* Formation and Spread of Chernobyl Lavas. [Журнал] // Radiochemistry. – Moskva: Pleiades Publishing, Inc. – 2008. – 6: Т. 50. – С. 565–568.
3. *Bondarkov M. D. et all* Environmental Radiation Monitoring in the Chernobyl Exclusion Zone—History and Results 25 years after [Article] // Health Physics. doi: 10.1097/HP.0b013e318229df28. – Hagersown: Williams & Wilkins // – October 2011. – Health Physics Society – 4: Vol. 101. – P. 442–485.
4. *Devel I., Guntay S., Powers D. A.* The Chernobyl Reactor Accident Source Term. // OCDE/GD (96) 12. – Paris: – 1996. – P. 29.
5. *IAEA.* Международный чернобыльский проект. Технический доклад. Оценка радиологических последствий и защитных мер. – Вена: IAEA. – 1992.
6. *NNC Ltd.* Сводная информация по ПЗРО «3-я очередь ЧАЭС», подготовленная в рамках работ по проекту DGXI Европейской комиссии «Обзор и анализ высокоактивных и долгоживущих отходов, возникающих на Чернобыльской АЭС и в зоне отчуждения» // Отчет по контракту C6063/F4695. – Чернобыль: ИГН НАНУ – 2000.
7. *Oskolkov B. Y., Bondarkov M. D., Zinkevich L. I., Proskura N. I. et all.* Radioactive Waste Management in the Chernobyl Exclusion Zone: 25 Years Since the Chernobyl Nuclear Power Plant Accident. // Health Physics. – Lippincott: Williams & Wilkins. – 2011. – Health Physics Society – 4: Т. 101.
8. *Sich A. R.* Chornobyl accident revisited: the source term analysis and reconstruction of events during the active phase. – 1994. – 499 с.
9. *Боровой А. А., Гагаринский А. Ю.* Выброс радионуклидов из разрушенного блока Чернобыльской АЭС // Атомная энергия – 2001. – т. 90, вып. 2 – С. 137–145.
10. *Абаган А. А. и др.* «Авария на Чернобыльской АЭС и ее последствия. Информация, подготовленная для совещания экспертов МАГАТЭ». IAEA Post Accident Review Meeting, Vienna, – 1986. – Обобщенный материал, ГК ИАЭ СССР, ч 1.
11. *Абаган А. А., Асмолов В. Г., Гуськова А. К., Демин Т. Д. и др.* Информация об аварии на Чернобыльской АЭС и ее последствиях, подготовленная для МАГАТЭ. – ч. 1. Обобщенный материал // под ред. В. А. Легасова. – Москва: ГК ИАЭ, 1986.
12. *Алексахин Р. М., Булдаков Л. А., Губанов В. А. и др.* Крупные радиационные аварии: последствия и защитные меры. // под ред. Л. А. Ильина, В. А. Губанова. – Москва: ИздАТ. – 2001. – 752 с.
13. *Андреев Ю. Б., Самойленко Ю. Н.* Опыт ликвидации аварии на ЧАЭС и проблемы создания аварийно-технической службы // «Чернобыль 88». Докл. I Всесоюзного науч.-технич. совещ. по итогам ликвидации последствий аварии на ЧАЭС. – Т 4. – Чернобыль: МАЭ СССР, ГНТУ ПО «Комбинат», 1989 г. – Т. 4. – С. 28–38.
14. *Анисимов А. И., Гайко В. Б., Константинов Е. А., Морозов В. В. И др.* Влияние характера радиоактивного загрязнения на выбор способов дезактивации оборудования и помещений 3-го энергоблока ЧАЭС. // ЧЕРНОБЫЛЬ-88. Доклады 1-го всесоюзного научно-технического совещания по итогам ликвидации последствий аварии на Чернобыльской АЭС. // ред. д. т. н. Игнатенко Е. И. - Чернобыль: ГНТУ ПО «Комбинат», 1989. – Т. 7, ч. II. – С. 10–19.
15. *Антошкин Н. Т., Лелеков С.* Вертолеты над Чернобылем. – М: «Армия». – 2006.
16. *Антропов В. М., Кумишаев С. Б., Скорцов В. В., Хабрика А. І.* Уточнення даних про радіоактивні відходи, розміщені у сховищах зони відчуження ЧАЕС // Бюлетень екологічного стану зони відчуження і зони безумовного (обов'язкового) відселення. – Чорнобиль: ДАЗВ. – 2004. – Т. 2.

17. Антропов В. М., Мельниченко В. П., Третьяк О. Г., Хабрика А. И. Анализ состояния радиоактивных отходов в траншеях ПТЛРВ «Нефтебаза». / под ред. В. М. Антропова. – К: Видавництво КІМ. – 2012.
18. Антропов В. М., Третьяк О. Г., Хабрика А. И. Обстеження сховищ з радіоактивними відходами на територіях ПТЛРВ у зоні відчуження ЧАЕС // М-ли наук.-техн. конф. «Проблеми поводження з радіоактивними відходами в Україні». – К: МНС України, 2010.
19. Арутюнян Р. В., Большов Л. А., Боровой А. А., Велихов Е. П. та ін. Ядерное топливо в объекте «Укрытие» Чернобыльской АЭС. – М: Наука. – 2010. – 240 с.
20. Афанасьева А. П., Федосов А. М., Дондерер Р. и др. Анализ аварии на Чернобыльской АЭС с учетом разрушения активной зоны. – М: Атомная энергия. – 1994. – 2: Т. 77. – С. 87–93.
21. Барьяхтар В. Г. и др. Чернобыльская катастрофа – К: Наукова думка, 1995. – 562 с.
22. Беляев И. А. Бетон марки «Средмаш». – М: ИздАТ, 1996. – 292 с.
23. Беляев И. А. Чернобыль – вахта смерти. – М: Росатом. – 2009. – изд 2-е – 228 с.
24. Юрченко Ю. Ф. Оценка эффективности технологий и технических средств механической дезактивации аварийного блока Чернобыльской АЭС. – Vien: IAEA – 1987.
25. Боровой А. А., Бегичев С. Н., Бурлаков Е. В., Гаврилов С. Л. И др. Топливо реактора 4-го блока ЧАЭС (краткий справочник). – М.: ИАЭ им. И. В. Курчатова. – 1990. – препринт.
26. Боровой А. А., Велихов Е. П. К 25-летию аварии на Чернобыльской АЭС. Работы НИЦ «Курчатовский институт» по ликвидации последствий аварии. – М.: НИЦ «Курчатовский институт». – 2011. – 132 с.
27. Боровой А. А., Довбенко А. А., Маркушев В. М. и др. Радиационно-физические характеристики топлива 4-го энергоблока ЧАЭС и оценка их погрешности: справочник. – Чернобыль, 1989. – 115 с.
28. Боровой А. А., Гагаринский А. Ю. Выброс радионуклидов из разрушенного блока Чернобыльской АЭС. // Атомная энергия. – М.: – 2001. – 2: Т. 90. – С. 137–145.
29. Боровой А. А., Ибраимов Г. Д., Огородник С. С., Попов В. Д. и др. Состояние 4-го блока ЧАЭС и ядерного топлива, находящегося в нем (по результатам исследований 1988-1989 гг. // «Чернобыль-90». Доклю II Всесоюзного научно-технического совещания по итогам ликвидации последствий аварии на ЧАЭС. – Чернобыль: ТОО «Риталл». – 1990. – Т. 3.
30. Боровой А. А., Пазухин Э., Стрижов В. Ф. Эффективность мер по ликвидации последствий аварии на ЧАЭС (активная стадия аварии) // – М., 2007. – препринт РНЦ «Курчатовский институт».
31. Боровой А. А. Ядерное топливо в объекте «Укрытие» // Атомная энергия. – 2006. № 4: Т. 100. – С. 258–267.
32. Бузынный М. Г. Научное обоснование путей оптимизации радиационного мониторинга в Украине: автореф. дисс. д-ра биол. наук: – К. – ГУ «Институт гигиены и медицинской экологии им. А. Н. Марзеева АМН Украины». – 2009.
33. Бузынный М. Г. Оценка распределения графита в окружающей среде в окрестностях Чернобыльской АЭС // Тези доп/ IV конференції Міжнар. Чорнобильського центру. - Славутич: Чорнобильський центр. – 2003. – 292 с.
34. Васильев С. К., Петров Б. Ф., Плещачевский Л. А. Комплекс работ лаборатории радиометрии Радиового института в Чернобыле: июнь–ноябрь 1986. – СПб: Труды Радиового интитуа им. В. Г. Хлопина. – 2009. – Т. XIV.
35. Владимиров В. А. Трудности первых дней //Москва-Чернобылю / под ред. А. А. Дьяченко. – М.: Воениздат, 1998. – Т. 1.
36. Обследование и инвентаризация уч. 2.1 ПВЛРО «Рыжий лес». – М.: ВНИПИПТ, 1992.
37. Закон України «Про Загальнодержавну цільову екологічну програму поводження з радіоактивними відходами». – 2009.
38. Результаты инвентаризации мест хранения и захоронения радиоактивных отходов по состоянию на 01.01.90. – Чернобыль: ГСП «Комплекс». – 1990.
39. Отчет ГСП «Комплекс» о хозяйственной и научно-практической деятельности за 2002 г. – Чернобыль: ГАЗО, 2002.
40. Гудов В. А. 731 спецбатальон. – К., 2009.
41. Гусев Н. Г. Справочник по радиоактивным излучениям и защита. – М.: Медгиз, 1956.

42. *Висновок державної експертизи ядерної та радіаційної безпеки документа «Звіт з аналізу безпеки існуючого пункту захоронення радіоактивних відходів (ПЗРВ) «Буряківка»: ДІЯР України. Лист від 19.12.2012 р. № 24-20/8014. – К.: ДНТЦ ЯРБ, – 2012.*
43. *Дорофеев Ю. П. Чернобыль – дела инженерные. «Москва – Чернобылю» / под ред. Дьяченко А. А. - Москва: Воениздат. - 1998. - Т. 1:2.*
44. *Методика выполнения измерений при определении характеристик РАО на ПЗРО «Буряковка». – Харьков: МВИ ГНПО «Метрология», 1998.*
45. *Дьяченко А. А. Опыт ликвидации последствий Чернобыльской катастрофы. – М.: Ин-т стратегической стабильности. Минатом РФ. – 2004.*
46. *Егоров Б. Н., Владимиров В. А. Дезактивационные работы при ликвидации последствий аварии на Чернобыльской АЭС – «Москва – Чернобылю» / под ред. А. А. Дьяченко. – М.: Воениздат, 1998. – Т. 1. – 544 с.*
47. *Игнатенко Е. И. Записки ликвидатора. – М.: «Зеленый крест». – 1991. – 94 с.*
48. *Игнатенко Е. И., Комаров В. И., Зверков В. А., Проскуряков А. Г. Радиационная обстановка в пределах 30-километровой зоны Чернобыльской АЭС // «Чернобыль-88». Сб. док. Всесоюз. науч.-технич. совещ. по итогам ликвидации последствий аварии на ЧАЭС / под ред. Е. И. Игнатенко. – Т. 1. – Чернобыль, 1989.*
49. *Израэль Ю. А., Вакуловский С. М., Ветров В. А., Петров В. Н. и др. Чернобыль: радиоактивное загрязнение природных сред. – Л.: Гидрометеиздат, 1990. – 296 с.*
50. *Израэль Ю. А. Радиоактивное загрязнение природных сред в результате аварии на Чернобыльской атомной станции. – М.: «Комтехпринт», 2006. – 28 с.*
51. *Ильин Л. Н. Военная наука // Чернобыль: Катастрофа. Подвиг. Уроки и выводы / под ред. А. А. Дьяченко – М.: Интер-Весы, 1996.*
52. *Ильин Л. Н. Химические войска // Чернобыль: Катастрофа. Подвиг. Уроки и выводы / под ред. А. А. Дьяченко – М.: Интер-Весы, 1996. – С. 523–552.*
53. *Ильичев С. В., Кочетков О. А., Крючков В. П., Мазурик В. К. и др. Ретроспективная дозиметрия участников ликвидации последствий аварии на Чернобыльской АЭС. – К.: Седа-Стиль, 1996.*
54. *Интернет-форум «Глобальная авантюра», военный раздел «Саперный капитан». Как это было. Вспоминая катастрофу на ЧАЭС. – 2010.
<http://www.avanturist.org/forum/5-military/1208/>.*
55. *Паскевич С.А. Робот и робототехника на ликвидации аварии. – 2014.
<http://chornobyl.in.ua/robot.html>.*
56. *Карпов В. П. Проведение дезактивационных работ при ликвидации последствий аварии на ЧАЭС. // Москва – Чернобылю. – М.: Воениздат. – 1998. – Т. 1.*
57. *Кашипаров В. А., Иванов Ю. А., Процак В. П., Хомутинин Ю. В., и др. Оценка максимальной эффективной температуры и времени неизотермического отжига чернобыльских топливных частиц во время аварии. // – М.: Радиохимия, 1997. – Т. 39. – С. 66–70.*
58. *Кашипаров В. О. Формування і динаміка радіоактивного забруднення навколишнього середовища під час аварії на Чорнобильській АЕС та в післяаварійний період. // Чорнобиль. Зона відчуження / під ред. В. Г. Бар'яхтара. – К.: Наукова думка, 2001. – С. 11–46.*
59. *Справка КГБ УССР: Об обстановке и ходе расследования аварии на Чернобыльской АЭС 15 мая 1986. Документ № 034 // Чорнобильська трагедія в документах та матеріалах. Спецвип. № 1 (16). – К.: Сфера, 2001.*
60. *КГНИПКИ «Энергопроект», ПЗРО «Подлесный». Консервация. Рабочий проект. – Т. 1. Пояснительная записка и чертежи. – К., 1995.*
61. *Висновок спеціалістів КДБ СРСР про характер вибуху 4-го реактора ЧАЕС. 16 травня 1986 р. (ГДА СБ України) // СБУ. – Документи Галузевого державного архіву Служби безпеки України. – 2006.
http://www.sbu.gov.ua/sbu/control/uk/publish/article?art_id=49046&cat_id=121742.*
62. *Киселев А. Н. Послеаварийный баланс ядерного топлива на 4-м блоке Чернобыльской АЭС. // – М.: РНЦ «Курчатовский институт», 1994. – препринт ИАЭ-5716/3.*

63. *Киселев А. Н., Сурин А. И., Чечеров К. П.* Результаты дополнительных исследований мест скоплений лавообразных топливосодержащих масс на 4-м блоке Чернобыльской АЭС // – М.: РНЦ «Курчатовский институт», 1994. – препринт ИАЭ-5783/3.
64. *Киселев А. Н.* Ядерное топливо разрушенного реактора // «Союз Чернобыль Украины» – 2012. – <http://www.souzchernobyl.org/?section=31&id=563>.
65. *Ключников А. А. и др.* Объект «Укрытие»: 1986-2011. На пути к преобразованию. – Чернобыль: Институт проблем безопасности АЭС НАН Украины, 2011. – 287 с.
66. *Комплексна* программа поводження з радіоактивними відходами. Постанова КМУ № 480. – К. – 1996.
67. *Козлова Е. А.* Воспоминания о Чернобыле. – М.: ИздАТ, 2001.
68. *Королев А. С.* Инженерные войска Киевского военного округа. / под ред. А. А. Дьяченко. – М.: Интер-Весы, 1996. – 784 с.
69. *Костенко Ю. П.* Танки (тактика, техника, экономика). – М.: НТЦ «Информтехника», 1992. – 68 с.
70. *Малеев В. Н.* Чернобыль. Дни и годы. Летопись чернобыльской кампании // Библиотечка «Солдаты Чернобыля». – М.: Куна, 2010. – 488 с.
71. *Маленков М. И.* Малогабаритные транспортные роботы // Чернобыль: Катастрофа. Подвиг. Уроки и выводы / под ред. А. А. Дьяченко. – М.: Интер-Весы, 1996. – 784 с.
72. *Малышев В. П.* Ученые химических войск в начальном периоде ликвидации последствий катастрофы // Москва – Чернобылю / под ред. А. А. Дьяченко. – М.: Воениздат, 1998. – Т. 1.
73. *Чернобыль: Долг и мужество.* ФГУП. «Институт стратегической стабильности». Минатом РФ // Институт стратегической стабильности. Минатом РФ. ООО «УСП Компьюлинк». – 2012–2014 гг. – <http://www.iss-atom.ru/book-4/index.htm>.
74. *Митенков А. Ф.* Четверть века: воспоминания о группе радиационной разведки. – Нижний Новгород: ФБОУ ВПО «ВГАВТ». – 2012. – 144 с.
75. *Отчет о состоянии безопасности объекта «Укрытие».* – Славутич, 2008.
76. *Разработка* отчета по безопасности объекта «Укрытие»: Анализ текущей безопасности объекта «Укрытие» и прогнозные оценки развития ситуации». – Чернобыль: МНТЦ «Укрытие», 1996.
77. *Отчет о НИР «Анализ текущей безопасности объекта «Укрытие» и прогнозные оценки развития ситуации.* – Чернобыль: МНТЦ «Укрытие», 2001. – 337 с.
78. *Надъярных Г. В., Шилин С. А., Комаров В. И., Андреев Ю. Б. и др.* Организация и эффективность работ по дезактивации территории в зоне ЧАЭС // Чернобыль-88. Докл. I Всесоюзн. Науч.-технич.совещ. по итогам ликвидации последствий аварии на ЧАЭС. – Чернобыль: ИТК «Индекс», 1989. – Т. 4.
79. *Исследование и инвентаризация* ПВЛРО «Станция Янов». – Чернобыль: НТЦ КОРО, 1993.
80. *Обследование* ПВЛРО «Песчаное плато». Подготовка данных для введения в ГИС реестра РАО и кадастра хранилищ, анализ степени опасности ПВЛРО и принятие решений по их безопасной эксплуатации. – Чернобыль: НТЦ КОРО, 1998.
81. *Обследование и инвентаризация* уч.5.1 ПВЛРО «Нефтебаза». – Чернобыль: НТЦ КОРО, 1994.
82. *Разработка* проектов консервации ПВЛРО в 30 км зоне отчуждения ЧАЭС. Оценка надежности захоронения РАО в ПВЛРО «Комплексный» и степени его влияния на объекты окружающей среды. Промежуточный этап 17 / НТЦ КОРО. – Желтые воды, 1996.
83. *Отчет о научно-исследовательской работе:* Оценка и прогноз влияния на окружающую среду ПЗРО «3-я очередь ЧАЭС». Этап 1. Анализ отчетных и опубликованных материалов за время эксплуатации ПЗРО «3-я очередь ЧАЭС». Полевые обследования состояния ПЗРО. – Желтые Воды: ГАЗО, 2008.
84. *Огородников Б. И., Пазухин Э. М., Ключников А. А.* Радиоактивные аэрозоли объекта «Укрытие» 1986–2006 гг. – Чернобыль: Институт проблем безопасности АЭС, 2006. – 456 с.

85. *Осипов А. В.* Роботы на базе инженерных машин // «Чернобыль: Катастрофа. Подвиг. Уроки и выводы» / под ред. А. А. Дьяченко. – М.: Интер-Весы, 1996. – 784 с.
86. *Пазухин Э. М.* Лавообразные топливосодержащие массы 4-го блока Чернобыльской АЭС: Физико-химические свойства, сценарий образования, влияние на окружающую среду. Дисс. д. техн. наук: 21.06.01. – Чернобыль, 1999.
87. *Пазухин Э. М.* Горение графита реактора 4-го энергоблока во время активной стадии аварии на Чернобыльской АЭС. Возможный вариант сценария // Радиохимия, 2008. – Т. 50. – С. 188-192.
88. *Шелегов А. С., Лескин С. Т., Слободчук В. И.* Физические особенности и конструкция реактора РБМК-1000. // Учебн. пособ. – М.: НИЯУ, МИФИ, 2011.
89. *Пазухин Э. М.* Лавообразные топливосодержащие массы 4-го блока Чернобыльской АЭС: топография, физико-химические свойства, сценарий образования // Радиохимия. – 1994. – Т. 36. – С. 97–142.
90. *Пахомов С. А., Дубасов Ю. В.* Оценка величины мгновенного энерговыделения при аварии реактора на ЧАЭС. // Труды Радиового института им В. Г. Хлопина. – СПб: РИАН, 2009. – Т. XIV.
91. *Платонов П. А., Краюшкин А. В.* Процесс разрушения активной зоны реактора 4-го энергоблока Чернобыльской АЭС. – М.: Атомная энергия, 2008. – Т. 104. – С. 319–328.
92. *Платонов П. А.* О процессе разрушения активной зоны реактора 4-го блока ЧАЭС (ретроспективный анализ экспериментов и фактов) – М.: РНЦ «Курчатовский институт», 2007. – Препринт ИАЭ-6486/11.
93. *Римский-Корсаков А. А., Федотов, П. И., Дубасов, Ю. В. Бирюков Е. И.* Исследование выброса аварийного реактора 4-го блока // Труды Радиового института им В. Г. Хлопина. – СПб, 2009. – Т. XIV.
94. *Рубежанский Ю. И.* Топография фрагментов активной зоны реактора выброшенных в результате аварии на четвертом блоке ЧАЭС / Проблемы Чернобыльской зоны відчуження. – Чернобыль: ЧернобыльІнтерІнформ, 1998. – С. 21–29.
95. *Самойленко Ю. Н., Голубев В. В.* Дезактивация «особой зоны» // «Чернобыль-88». I Всесоюз. науч.-технич. совещ. по итогам ликвидации последствий аварии на ЧАЭС. / под ред. Е. И. Игнатенко. – Чернобыль: Министерство атомной энергетики СССР. ГНТУ, ПО «Комбинат». – 1989. – Т. 7 ч. I. – С. 205–225.
96. *Самойленко Ю. Н., Голубев В. В.* Дезактивационные работы на кровлях 3-го энергоблока // «Чернобыль-88». I Всесоюз. науч.-технич. совещ. по итогам ликвидации последствий аварии на ЧАЭС / под ред. Е. И. Игнатенко. – Чернобыль: Министерство Атомной Энергетики СССР. ГНТУ, ПО «Комбинат», 1989. – Т. 7 часть II. – С. 20–49.
97. *Самойленко Ю. Н.* Особенности проведения работ в полях с высокими значениями МЭД // «Чернобыль-88». I Всесоюз. науч.-технич. совещ. по итогам ликвидации последствий аварии на ЧАЭС / под ред. Е. И. Игнатенко. – Чернобыль: Министерство Атомной Энергетики СССР. ГНТУ, ПО «Комбинат», 1989.
98. *Самойленко Ю. Н., Стародумов В. М., Карпан Н. В.* Организация радиационного контроля. // «Чернобыль-88». I Всесоюз. науч.-технич. совещ. по итогам ликвидации последствий аварии на ЧАЭС / под ред. Е. И. Игнатенко. – Чернобыль: Министерство Атомной Энергетики СССР. ГНТУ, ПО «Комбинат», 1989.
99. *Сенин Е. В.* Основные итоги и направления научно-исследовательских работ в 30-километровой зоне ЧАЭС за прошедший период и на ближайшую перспективу // «Чернобыль-92 III Всесоюз. науч.-технич. совещ. – п. Зеленый Мыс, 1992. – Т. 1.
100. *Тараканов Н. Д.* Две трагедии XX века: Документальные повести – М.: Советский писатель, 1992. – 432 с.
101. *Теплов П. В., Шапошников Б. Г., Грошев И. М., Федулов В. Ф. и др.* Исследование радиационной обстановки на Чернобыльской АЭС после аварии. // «Чернобыль-88». I Всесоюз. науч.-технич. совещ. по итогам ликвидации последствий аварии на ЧАЭС / под ред. Е. И. Игнатенко. – Чернобыль: Министерство Атомной Энергетики СССР. ГНТУ, ПО «Комбинат», 1989.

102. *Федуленко В. М.* 22 года Чернобыльской катастрофе (Мемуары участника и мнение эксперта). В 3 ч. // Pripyat.com / под ред. А. Сироты – Междунар. обществ. орг. «Центр Припять. ком». – К. – 2008. – <http://pripyat.com/articles/22-goda-chernobylskoi-katastrofe-memuary-uchastnika-i-mnenie-eksperta-chast-1.html>.
103. *Федуленко В. М.* ЧАЭС: авария, потрясшая мир // Энергия. – М. – 2006. – № 4. – С. 10–20.
104. *Черкашов Ю. М., Новосельский О. Ю., Чечеров К. П.* Исследование развития процессов при аварии на Чернобыльской АЭС в 1986 г. // Атомная энергия. – 2006. – № 4. – Т. 100. – С. 243–258.
105. *Шароваров П. Г.* Выполнение правительственного задания // Чернобыль: Катастрофа. Подвиг. Уроки и выводы / под ред. А. А. Дьяченко. – М.: Интер-Весы, 1996.

ПОВОДЖЕННЯ З РАДІОАКТИВНИМИ ВІДХОДАМИ У ПОЧАТКОВИЙ ПЕРІОД ЛІКВІДАЦІЇ НАСЛІДКІВ АВАРІЇ НА ЧАЕС. ОГЛЯД І АНАЛІЗ

Осколков Б. Я.

На жаль, аварії у сфері ядерної енергетики не є винятком для технічного прогресу. Саме тому досвід, отриманий під час ліквідації таких аварій, потребує ретельного вивчення та винесення певних уроків. Поводження з радіоактивними відходами (РАВ) – один з основних аспектів завдання ліквідації наслідків аварії. У пропонованій статті виконано огляд та аналіз наявної інформації з питань поведінки з РАВ під час ліквідації наслідків аварії на 4-му блоці Чорнобильської АЕС. Саме ця аварія слугувала потужним імпульсом для розвитку робіт щодо поведінки з РАВ в усьому світі та розроблення низки технологій, що використовуються при поведінці з аварійними РАВ.

В огляді розглянуто основні джерела та процеси утворення РАВ під час аварії на ЧАЕС, викладено досвід збирання та утилізації їх, отриманий у той час. Не всі джерела та матеріали були доступні для дослідження, проте автор намагався найбільш повно подати всі аспекти поведінки з РАВ під час ліквідації Чорнобильської аварії.

Ключові слова: Чорнобильська АЕС, радіоактивні відходи, радіоактивні викиди, ліквідація наслідків радіаційної аварії

MANAGEMENT OF RADIOACTIVE WASTE DURING THE INITIAL PERIOD OF ELIMINATING THE CONSEQUENCES OF THE CHORNOBYL ACCIDENT. REVIEW AND ANALYSIS

B. Ya. Oskolkov

Unfortunately, a nuclear accident is no exception to technological progress. Therefore, the experience gained during elimination of such accidents should be thoroughly studied and necessary lessons should be learnt. Management of radioactive waste (RAW) is among the main aspects of the problem for eliminating accident consequences. This article provides an overview and analysis of the available information on RAW management during elimination of the accident consequences at Chornobyl NPP Unit 4. This was the accident that has provided a powerful impetus for the whole world to advance RAW handling activities and develop a variety of technologies to be used for emergency RAW treatment.

This review discusses basic sources of RAW formation during the Chornobyl accident, processes of RAW formation, and describes the relevant experience of RAW collection and disposal. Not all sources and materials were available for the research, but the author endeavored to provide the most comprehensive presentation of all the aspects of RAW management during elimination of the Chornobyl accident.

Keywords: Chornobyl NPP, radioactive waste, radioactive emissions, liquidation of consequences of radiation accident

МІНІСТЕРСТВО ЕКОЛОГІЇ ТА ПРИРОДНИХ РЕСУРСІВ УКРАЇНИ
ДЕРЖАВНЕ АГЕНТСТВО УКРАЇНИ З УПРАВЛІННЯ ЗОНОЮ ВІДЧУЖЕННЯ

ПРОБЛЕМИ ЧОРНОБИЛЬСЬКОЇ ЗОНИ ВІДЧУЖЕННЯ

Науково-технічний збірник

Випуск 12

(російською та українською мовою)

Підпис. до друку 01.12.14. Формат 70×108/16. Папір офс. Друк офс.
Ум. друк. арк. 7,5. Тираж 500 пр. Зам. № 037-14.

ДНДУ «Чорнобильський центр з проблем ядерної безпеки,
радіоактивних відходів та радіоекології»
вул. 77-ї Гвардійської Дивізії, 11, м. Славутич, Київська обл., Україна, 07101
Свідоцтво суб'єкта видавничої справи КВ № 20395-10195 Р від 20.11.2013

Видавництво «КІМ»
Свідоцтво про внесення до державного реєстру
суб'єктів видавничої справи серії ДК № 2888 від 03.07.2007
03680, м. Київ, вул.. Крижановського, 3
ОКТБ – корп.. 5, оф. 140. Тел.: (044) 502 41 23