

Ю. М. Лобач, М. В. Лисенко,
В. М. Макаровський

Інститут ядерних досліджень НАН України

Обґрунтування вибору стратегії зняття з експлуатації дослідницького ядерного реактора ВВР-М

Подано аналіз факторів, які обумовлюють вибір стратегії зняття з експлуатації дослідницького ядерного реактора ВВР-М Інституту ядерних досліджень НАН України. Згідно з обраною стратегією визначено послідовність етапів зняття з експлуатації, склад робіт на цих етапах, а також необхідні умови та інфраструктура для своєчасного і ефективного виконання запланованих заходів.

Ю. Н. Лобач, М. В. Лысенко, В. Н. Макаровский

Обоснование выбора стратегии снятия с эксплуатации исследовательского ядерного реактора ВВР-М

Представлен анализ факторов, которые обуславливают выбор стратегии снятия с эксплуатации исследовательского ядерного реактора ВВР-М Института ядерных исследований НАН Украины. В соответствии с выбранной стратегией установлены последовательность этапов снятия с эксплуатации, состав работ на этих этапах, а также необходимые условия и инфраструктура для своевременного и эффективного выполнения запланированных мероприятий.

Дослідницьким ядерним реактором (ДЯР) вважається реактор, призначений для генерації та використання нейтронів у дослідницьких, випробувальних, технологічних та медичних цілях. Існує велика різноманітність проектів ДЯР, пов'язана, перш за все, з різною метою їх використання. Більшість ДЯР побудовано та знаходиться в експлуатації з кінця 1950-х — початку 1960-х років. Як будь-яка нова галузь знань, атомна наука і техніка пройшла шлях інтенсивного розвитку, що припав на 50—70-ті роки ХХ ст. Кількість ДЯР у світі досягла в цей період свого максимуму. З кінця 1980-х — початку 1990-х років остаточне зупинення та зняття з експлуатації (ЗЕ) ДЯР набуває масового характеру.

Зняття з експлуатації може спричинюватися вичерпанням планового ресурсу використання реактора; аварією, після якої подальша експлуатація неможлива або недоречна; зміною вимог надійності та безпечної експлуатації, які неможливо або недоцільно задовольнити на існуючій конструкції; завершенням виконання дослідницьких програм; економічною недоцільністю подальшої експлуатації; політичними рішеннями. Згідно з інформацією МАГАТЕ [1], за більш ніж 60-річну історію в 69 країнах побудовано 656 дослідницьких ядерних реакторів; з них 240 на сьогоднішній день в 54 країнах класифікуються як такі, що знаходяться в експлуатації, а 416 реакторів — як зупинені або зняті з експлуатації.

ЗЕ ДЯР, як і будь-якого ядерного об'єкта, є невід'ємною і невідворотною стадією його життєвого циклу. Суть ЗЕ полягає в послідовній реалізації комплексу адміністративних та технічних заходів, спрямованих на припинення будь-якої діяльності, що пов'язана з функціональним призначенням реактора, та приведення реакторного майданчика до екологічно безпечного стану, який не потребує контролю з боку наглядових органів. Незважаючи на будь-які причини, що призводять до остаточного припинення експлуатації реактора, воно є обов'язковим етапом життєвого циклу і вимагає ретельного планування як процесу зняття з експлуатації в цілому, так і окремих його складових з використанням великого обсягу проектно-технічної документації.

Згідно з чинним законодавством України [2], експлуатуюча організація на різних етапах життєвого циклу ядерної установки повинна готуватися до її майбутнього ЗЕ, а планування ЗЕ ядерної установки має починатися ще на етапі її експлуатації. Попереднє планування ЗЕ ДЯР ВВР-М було розпочато створенням Концепції зняття з експлуатації ДЯР ВВР-М ІЯД НАНУ [3], де в загальному вигляді окреслено можливі підходи до майбутнього ЗЕ і розглянуто два варіанти стратегії ЗЕ: а) *невідкладний демонтаж* реактора, який можливо виконати за 3—4 роки; б) *відкладений демонтаж*, який виконуватиметься після витримки реактора в законсервованому стані протягом 30 років.

Подальша деталізація планування ЗЕ ДЯР ВВР-М передбачається в Програмі ЗЕ, яка наразі розробляється [4]. Ключовим питанням планування ЗЕ є вибір оптимальної та обґрунтованої стратегії ЗЕ, від якої залежатиме спрямованість виконання процесу ЗЕ в цілому.

Закордонний досвід планування ЗЕ ДЯР

Як свідчить закордонний досвід, зняття з експлуатації потребує значних інтелектуальних та матеріальних витрат, збалансованого планування, спеціальної нормативно-правової бази, ретельної організації, координації та контролю

робіт, створення спеціальної інфраструктури, впровадження інноваційних інженерних рішень та високої кваліфікації персоналу [5—13].

Кінцевою метою ЗЕ ДЯР є його демонтаж та вилучення радіоактивних конструкцій для досягнення на території, де розміщено ДЯР, умов, які максимально зменшують обмеження на цій території та дозволяють її використання для побудови нової ядерної установки або провадження інших видів діяльності:

“сіра пляма” — передбачає демонтаж обладнання та вивільнення споруд, які не призначені для подальшого використання, перероблення та вилучення всіх радіоактивних відходів з території з подальшим доведенням її до стану, що буде придатним для потреб ядерної науки і техніки, наприклад для побудови сховища радіоактивних відходів, або іншої економічної діяльності;

“зелена галявина” — передбачає повний демонтаж споруд реактора, а також переробку та вилучення радіоактивних відходів з повною ліквідацією всіх слідів діяльності з експлуатації ядерного об'єкта; для необмеженого використання вивільненої території проводяться рекультивація земель.

У світовій практиці є три основні варіанти стратегій ЗЕ: невідкладний демонтаж, відкладений демонтаж та захоронення на місці. Існує ще проміжний варіант — частковий демонтаж (часткове вилучення з частковою консервацією) елементів ядерної установки.

Невідкладний демонтаж, що виконується безпосередньо після вилучення відпрацьованого ядерного палива (ВЯП) та високоактивних відходів з майданчика, стає переважаючим варіантом стратегії ЗЕ в усьому світі. Всі радіаційно-забруднені структури і обладнання демонтуються та вилучаються, а майданчик доводиться до радіаційно-безпечно-го стану. Вибір цієї стратегії пов'язаний, перш за все, з наявністю підготовленого та досвідченого персоналу.

Відкладений демонтаж означає демонтаж реактора через кілька десятиліть після його зупинення. Підставою для вибору такої стратегії ЗЕ можуть бути недостатня місткість сховищ РАВ, переваги, що пов'язані зі зниженням активності радіоактивних відходів (РАВ) після тривалої витримки, а також необхідність у часі для акумулювання фінансових ресурсів на виконання робіт зі ЗЕ. Така стратегія ЗЕ потребує додаткових витрат на довготривале утримання реактора в безпечному стані, а також створює ризик втрати фінансування внаслідок зовнішніх причин.

Захоронення на місці — стратегія ЗЕ, що передбачає герметизацію реактора на майданчику та ізоляцію радіонуклідів до того часу, поки реактор не може бути звільнений від контролю. Наприклад, реактор, обладнання 1-го контуру та інше високоактивне обладнання оточуються бетонною оболонкою на час, поки радіоактивність не досягне допустимого рівня внаслідок природного розпаду.

При виборі оптимальної стратегії ЗЕ основним критерієм має бути принцип ALARA. Невідкладний демонтаж дає змогу використати досвідчений персонал реактора для виконання робіт зі ЗЕ, але будь-які переваги цього варіанта потрібно зіставляти з більш високими дозами опромінення персоналу, зайнятого на цих роботах. При відкладеному демонтажі за довгий час будуть розроблені нові технології та технологічні рішення, які дозволять виконати роботи зі ЗЕ ефективніше. З іншого боку, для людей, які прийдуть з іншою технологічною культурою, частину інформації про установку після її тривалої витримки буде втрачено. Крім того, для цього варіанта слід враховувати довгострокову деградацію об'єкта, вартість безперервного

контролю та можливе збільшення вартості захоронення радіоактивних відходів, тому що, незважаючи на зниження небезпеки внаслідок радіоактивного розпаду, регулюючи вимоги на той час можуть стати жорсткішими.

Головними факторами, що обумовлюють вибір варіанта ЗЕ, є:

національна політика та регулювання ядерної діяльності;

обмеження з точки зору ядерної, радіаційної та екологічної безпеки;

ступінь технологічного опрацювання альтернативних варіантів;

ступінь поточної та майбутньої потреби в територіях, спорудах, обладнанні та матеріалах об'єкта, що знімається з експлуатації;

результати попередніх техніко-економічних досліджень альтернативних варіантів;

наявність інфраструктури з поведіння з ВЯП, РАВ та іншими матеріалами, що утворюються при реалізації проекту ЗЕ;

порівняльний аналіз об'ємів та активностей радіоактивних відходів;

існуючий практичний досвід реалізації аналогічних проектів ЗЕ;

наявність фінансових ресурсів для реалізації проекту ЗЕ; прогнольні результати оцінок індивідуальних та колективних доз опромінення персоналу, який буде задіяний на роботах зі ЗЕ;

захист навколишнього середовища;

старіння будівельних конструкцій об'єкта в разі відкладеного демонтажу та проблеми, пов'язані з подальшим контролем та обслуговуванням об'єкта;

наявність підготовленого персоналу;

результати соціологічних опитувань населення, яке мешкає поблизу від об'єкта.

Стратегії ЗЕ закордонних ДЯР мають специфіку, пов'язану з історичними, національними, територіальними, технологічними, соціально-економічними та іншими умовами, включаючи громадську думку, але загальна тенденція формулюється так (цитуюмо):

— “Невідкладний демонтаж слід вважати стратегією зняття з експлуатації, яка має перевагу. ... Якщо обрано стратегію відкладеного демонтажу або захоронення, оператор повинен забезпечити чітке мотивування такого вибору” [14];

— “Усі стратегії зняття з експлуатації мають переваги та недоліки, але невідкладний демонтаж є переважною стратегією” [15].

Конструкція, розташування та експлуатація ДЯР ВВР-М

ДЯР ВВР-М споруджено в рамках загальнодержавної програми створення на території колишнього СРСР мережі регіональних ядерних центрів з ядерними реакторами, а його фізичний пуск здійснено 12 лютого 1960 р. ДЯР ВВР-М є однією з вдалих модифікацій водо-водяних реакторів, які відзначаються простотою конструкції, зручностями проведення експериментів, відносно невеликою вартістю, низькими експлуатаційними витратами, надійністю і безпекою в роботі. ВВР-М — реактор басейнового типу, в якому звичайна вода (дистилят) виконує функції уповільнювача нейтронів, теплоносія та біологічного захисту для обслуговуючого персоналу. Номінальна потужність

реактора — 10 МВт, максимальна щільність нейтронного потоку в активній зоні — $1,2 \cdot 10^{14}$ н/(см²·с).

Реактор розташований на території Інституту ядерних досліджень НАН України в Голосіївському районі м. Києва. Радіус санітарно-захисної зони (СЗЗ) реактора — 300 м, зони спостереження (ЗС) — до 3000 м. Поблизу майданчика реактора відсутні техногенно-шкідливі підприємства, які могли б вплинути на роботу реактора і створити загрозову ситуацію для нормальної експлуатації реактора та його демонтажу при знятті з експлуатації.

ДЯР ВВР-М — діюча установка. Її експлуатуюча організація — Інститут ядерних досліджень НАН України — має необхідні ліцензії та дозволи на експлуатацію реактора, яка здійснюється відповідно до указаних документів, а також правил, норм та стандартів, чинних в Україні на об'єктах атомної енергетики. Основні споруди реактора розташовані на реакторному майданчику (рис. 1).

Найважливішим елементом модернізації реактора з погляду майбутнього ЗЕ є реконструкція системи поводження з ВЯП. Запропоноване технічне рішення щодо створення нового сховища ВЯП передбачає:

побудову басейну витримки (БВ-2) для тимчасового збереження ТВЗ;

створення блока перевантаження ТВЗ з БВ-2 до транспортних контейнерів;

удосконалення діючої транспортної лінії переміщення ТВЗ з БВ-1 до БВ-2;

реконструкцію приміщення для БВ-2 (згідно з проектом, БВ-2 розміщено в приміщенні тамбуру, з'єднаному з реакторною залю герметичними воротами).

Після введення нової системи поводження з ВЯП відпрацьовані ТВЗ з басейну БВ-1 будуть вивантажені й розміщені у БВ-2. Введення в експлуатацію БВ-2 передбачається в середині 2009 р.

Плани майбутнього використання майданчика реактора

На даному проміжку часу з об'єктивних причин неможливо остаточно спланувати майбутнє конкретне використання майданчика і будівлі реактора. На майданчику Інституту ядерних досліджень (ІЯД) розташовано ізохронний циклотрон У-240 і електростатичний генератор ЕГ-10. Для цих дослідницьких установок не встановлюється проектний ресурс експлуатації, тому вони працюватимуть ще досить довго, в тому числі й після завершення ЗЕ ДЯР ВВР-М. Подальша експлуатація циклотрона і генератора вимагатиме продовження режиму обмежень на майданчику ІЯД незалежно від стану, до якого буде приведено майданчик реактора.

До реакторної зали примикає будівля “гарячих” камер, які організаційно не входять до реактора ВВР-М, а експлуатуються відділом радіаційного матеріалознавства ІЯД. ІЯД є єдиною організацією в Україні, яка має право на дослідження опроміненого металу корпусів енергетичних реакторів типу ВВЕР. На ці роботи ІЯД має відповідні ліцензії Державного комітету ядерного регулювання України. В 2007 р. ІЯД визначений провідною організацією щодо супроводу безпечної експлуатації корпусів реакторів типу ВВЕР-440 та ВВЕР-1000 з радіаційного матеріалознавства. Дослідження за напрямом “Ядерна енергетика” проводяться у відділі радіаційного матеріалознавства і стосуються, в першу чергу, безпеки експлуатації та подовження ресурсу служби діючих корпусів реакторів з точки зору радіаційного окрихчування корпусної сталі. Існуюче обладнання у відділі радіаційного матеріалознавства: важкі захисні камери (“гарячі” камери), які дають змогу проводити дослідження з радіоактивними зразками активністю до 25000 Ки і є єдиними в Україні, та легкі захисні камери, які дають змогу працювати з активністю до 250 Ки. В камерах розташовано дистанційно-кероване обладнання для досліджень фізико-механічних властивостей матеріалів, опромінених високими дозами нейтронів, зокрема зразків-свідків металу корпусів реакторів АЕС України. У кожній “гарячій” камері обробляється не менше 2000 різних радіоактивних об'єктів протягом року. Отже, найбільш імовірним і доцільним може бути продовження експлуатації “гарячих” камер після завершення зняття з експлуатації реактора як окремої лабораторії для проведення досліджень і використання радіаційних технологій. Напрямки використання

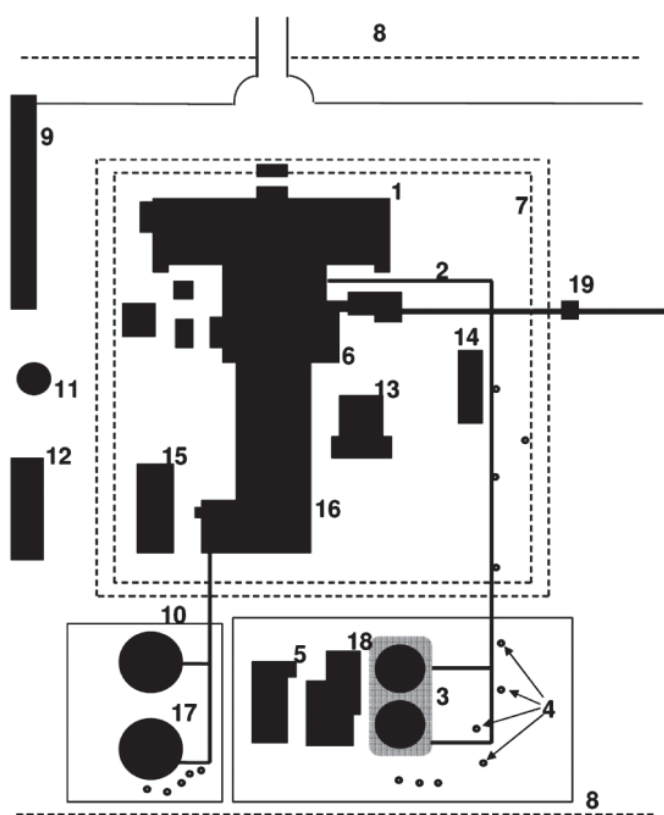


Рис. 1. Розміщення будівель і споруд на реакторному майданчику:

- 1 — будівля реактора; 2 — трубопровід спеціальної каналізації; 3 — зливні резервуари; 4 — свердловини; 5 — майстерня; 6 — тамбур реакторного залу; 7 — огорожа фізичного захисту; 8 — огорожа майданчика; 9 — приміщення складу; 10 — трубопровід спеціальної каналізації “гарячих” камер; 11 — водонапірна башта; 12 — градирня; 13 — вентиляційний центр; 14 — газгольдер; 15 — насосна 2-го контуру; 16 — будівля “гарячих” камер; 17 — резервуари “гарячих” камер; 18 — установка переробки рідких РАВ; 19 — експериментальний павільйон горизонтального каналу № 9

У 2004 р. НАН України схвалила “Стратегічний план використання дослідницького ядерного реактора ВВР-М ІЯД НАНУ” [16]. Сучасний технічний стан реактора дозволяє його безпечну експлуатацію впродовж найближчих 8—10 років за умови модернізації окремих систем і елементів реактора, тому стратегічною метою Плану визначено продовження експлуатації реактора до 2018 р.

лабораторії визначаться найближчими роками з урахуванням конкретних потреб промисловості, зокрема ядерно-енергетичного комплексу України.

Слід згадати, що кілька років тому розглядалася можливість будівництва нового дослідницького реактора на існуючому майданчику поруч с ДЯР ВВР-М. Незважаючи на очевидні переваги такого рішення, наразі таке будівництво цілком неможливе через жорсткіші вимоги чинного законодавства до вибору місць розміщення нових ядерних установок; якщо ж рішення про будівництво нового реактора буде прийнято, то з розташуванням його за межами м. Києва [17].

Обрана стратегія ЗЕ ДЯР ВВР-М

Вирішальними факторами вибору стратегії ЗЕ є плани майбутнього використання майданчика та технічна спроможність реалізації обраної стратегії ЗЕ. При виборі стратегії ЗЕ враховувалися особливості ДЯР ВВР-М:

реактор розташовано у великому багатомільйонному місті, що збільшує потенційну небезпеку наслідків можливих аварій і ускладнює роботи з вивозу ВЯП, РАВ та забрудненого обладнання;

поряд з ДЯР на території Інституту розташовано інші діючі радіаційно-небезпечні установки (насамперед, електростатичний прискорювач ЕСГ та циклотрон У-240);

внаслідок достатньо високих щільностей потоку нейтронів наведена активність конструкцій, розташованих у безпосередній близькості від активної зони, досить значна; відходи, що утворюються при ЗЕ, відрізняються від експлуатаційних як більшим різноманіттям видів, так і значно більшими об'ємами;

більша частина будівельних конструкцій не є радіоактивними відходами. До РАВ відноситимуться тільки поверхневий шар будівельних конструкцій в приміщеннях, де було розташоване технологічне обладнання реактора;

ДЯР має у своєму складі горизонтальні експериментальні канали та інші експериментальні пристрої, демонтаж яких особливо складний.

Захоронення на місці — потенційно дешевша альтернатива демонтажу і захоронення за межами майданчика — включає зневоднення басейну реактора і заповнення його твердими відходами (фрагментами технологічного обладнання тощо) після їх іммобілізації, наприклад цементом. Цей варіант є незалежним від наявності потужностей для захоронення відходів за межами реакторного майданчика і потребує значно менших трудовитрат. Оскільки будівля реактора не проектувалася для довготривалого збереження, такий варіант потребує додаткових захисних бар'єрів. Кінцевий стан такого варіанта — пасивна безпечна омонічена структура, яка потребує довготривалого, але мінімального контролю (обмежене використання). Захоронення на місці є найдешевшим варіантом ЗЕ, але неприйнятним для місцевого населення. Крім того, створення такого сховища може бути неприйнятним з погляду впливу на навколишнє середовище, особливо в разі непередбачених зовнішніх подій або структурного руйнування, внаслідок яких відбувається вихід радіоактивних речовин у середовище. У майбутньому, в разі змін регуляторної політики, за цим варіантом може виникнути необхідність у значних витратах на відновлення майданчика або перезачоронення РАВ. У цілому такий підхід не відповідає міжнародному досвіду, який вимагає необмеженого використан-

ня майданчика після завершення ЗЕ. Тому цей варіант був визнаний неприйнятним для ДЯР ВВР-М.

Порівнюючи варіанти *відкладеного* і *невідкладного* демонтажу, слід окреслити коло задач, спільних для всіх варіантів, а саме:

остаточне зупинення реактора і відключення систем керування з метою запобігання повторного запуску реактора;

вилучення ВЯП;

вилучення технологічних середовищ і зневоднення 1-го контуру;

дезактивація;

завершення вилучення і переробка експлуатаційних відходів.

Вилучення ВЯП є обов'язковою передумовою для всіх варіантів, тому що це є вимогою отримання ліцензії на ЗЕ. Подальша послідовність виконання робіт зі ЗЕ відрізняється, але без надлишкової деталізації зауважимо, що фінансові витрати дуже близькі для всіх варіантів і тому цей фактор не є вирішальним при виборі стратегії ЗЕ.

До систем реактора, забруднених радіонуклідами або активованих нейтронами, належать обладнання активної зони, берилієвий відбивач, корпус реактора; трубопроводи та запірна арматура 1-го контуру, іонообмінний та термооксидний фільтри; коліматори і фільтри горизонтальних каналів. Оцінка дозових навантажень на персонал після припинення експлуатації реактора базується на попередньому досвіді поводження з ВЯП і РАВ та виконання технологічних операцій із заміни деяких елементів конструкцій реактора. Цей досвід свідчить, що при роботі з ВЯП потужність експозиційної дози гамма-випромінювання дорівнює 1 мЗв/год. Під час демонтажу вузлів і деталей реактора вона може досягти 60 мбер/год, фільтрів — 0,4 мЗв/год. Для інших операцій зняття з експлуатації реактора вона не перевищуватиме 0,1 мЗв/год. У 1989 р. проведено модернізацію 1-го контуру — замінено теплообмінники (іншої конструкції) та ділянки трубопроводу, що прилягають до теплообмінників.

Існує закордонний досвід виконання демонтажу і вилучення великогабаритних елементів реактора, який використовуватиметься при плануванні демонтажних робіт на реакторі ВВР-М. Так, наприкінці 1980-х років у Ржежі (Чеська Республіка) та Будапешті (Угорщина) замінено корпуси реакторів аналогічної конструкції без їхнього вилучення із бетонного біологічного захисту і попереднього розрізання на окремі сегменти (рис. 2).

При використанні відкладеного демонтажу вважається, що можливо досягти деяких переваг внаслідок природного радіоактивного розпаду радіоактивних речовин і, тим самим, зменшити дозове навантаження на персонал. Як свідчить закордонний досвід, витрати на виконання такого варіанта практично ті самі, що й для невідкладного демонтажу. При невідкладному демонтажі процес ЗЕ швидко досягає свого логічного завершення із залученням для цього наявного персоналу і, тим самим, немає перекладання тягаря проблем на майбутні покоління. Це єдиний варіант, прийнятний для всіх зацікавлених сторін, насамперед для місцевого населення. Зіставлення наведених аргументів доводить, що немає фінансово-економічних переваг того чи іншого варіанта, технічна складність варіантів однакова, вирішальну роль грають морально-етичні фактори. Тому стратегією ЗЕ ДЯР ВВР-М обрано варіант *невідкладного демонтажу* з вилученням ВЯП і всіх РАВ за межі м. Києва, поверненням реакторного майданчика для *необмеженого використання* і подальшою передачею головної

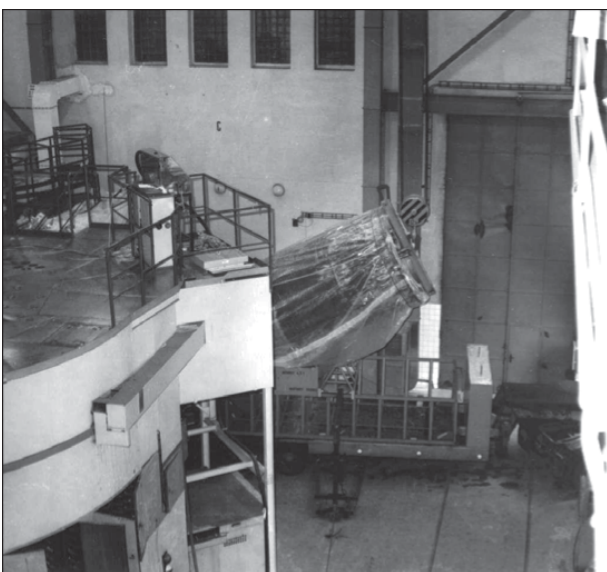
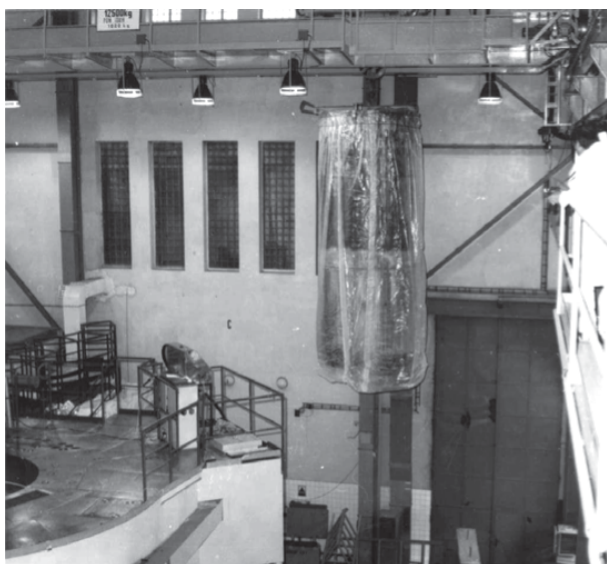
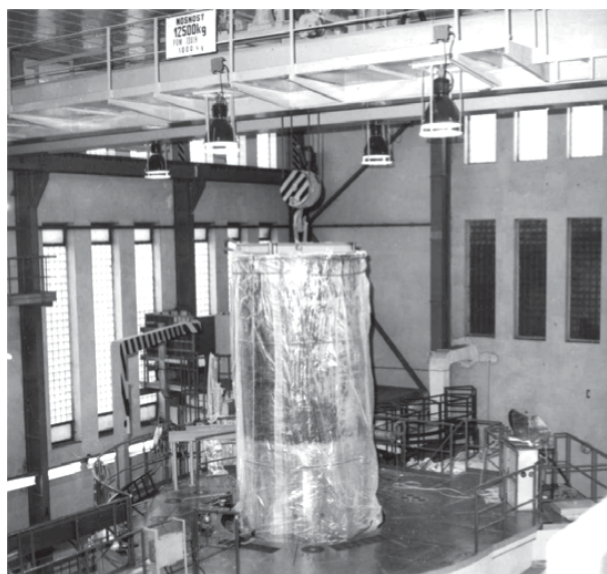


Рис. 2. Послідовність вилучення корпусу реактора VVR-S (1986 р., Інститут ядерних досліджень, м. Ржеж, Чеська Республіка)

будівлі реактора, частини існуючої інфраструктури із забезпечення експлуатації та допоміжних будівель реактора до складу лабораторії для проведення досліджень і використання радіаційних технологій. За попередніми оцінками тривалість ЗЕ становитиме не більше 6 років.

Згідно з нормативним документом [2] заплановано **поетапну реалізацію** обраної стратегії ЗЕ. Першим етапом є **припинення експлуатації**, тобто заключний етап експлуатації реактора, який виконуватиметься після прийняття рішення про остаточне зупинення реактора. Основною метою діяльності на цьому етапі є приведення реактора до стану, коли ВЯП відсутнє на його території, тобто вилучено з реактора і басейну витримування для довготривалого безпечного збереження у БВ-2.

Операції щодо вилучення, збереження і перевантаження ВЯП — такі самі, як і при експлуатації реактора, — мають відповідати діючій експлуатаційній ліцензії. Технологію перевантаження ВЯП з активної зони до сховища ВЯП відпрацьовано протягом багатьох років. За інструкцією, паливо з активної зони працюючого реактора має протягом трьох років “охолоджуватися” в сховищі ВЯП перед його перевезенням в інше місце, і така процедура неодноразово здійснювалася. Після цього вирішується питання вивезення ВЯП за межі м. Києва. З остаточним визначенням місця постійного зберігання чи переробки ВЯП розроблятимуться маршрути його транспортування. Від реактора до залізниці маршрути транспортування ВЯП по м. Києву відпрацьовані і використовувалися в минулому.

Після вилучення ВЯП до БВ-2 експлуатаційна ліцензія анулюється і не може бути поновлена. Подальші роботи щодо ЗЕ виконуватимуться згідно з ліцензією на ЗЕ, яка не передбачає поводження з ВЯП.

Метою другого етапу — **остаточне закриття** — є переведення реактора до стану, який виключає його використання як джерела нейтронів. Як джерело нейтронів, після вилучення ядерного палива з активної зони він уже не існуватиме, а обладнання експериментальних каналів буде демонтоване. Таким чином, основна мета етапу буде досягнута.

Метою третього, останнього етапу — **демонтаж** — є розбирання і вилучення систем та компонентів реактора, а також вилучення радіоактивних речовин за межі майданчика. Кінцевий стан після завершення етапу демонтажу відповідає кінцевому стану, який досягається після завершення ЗЕ реактора. Такий стан характеризується тим, що майданчик реактора звільняється від радіаційного контролю з подальшим зняттям режиму обмежень для **необмеженого використання** і передачею будівлі реактора, частини існуючої інфраструктури із забезпечення експлуатації та допоміжних будівель реактора до складу лабораторії для проведення досліджень і використання радіаційних технологій. Тривалість етапу демонтажу становитиме близько 1,5 рока і залежатиме від наявності достатніх матеріальних ресурсів, технологій і отриманого досвіду виконання демонтажних робіт.

Забезпечення безпеки при ЗЕ реактора є найважливішим елементом загальної технологічної схеми. Кожна запланована дія при виконанні робіт зі ЗЕ розглядатиметься з точки зору впливу на ядерну, радіаційну, пожежну, загальнопромислову та інші компоненти безпеки. На всіх етапах ЗЕ персонал, населення і навколишнє середовище повинні бути захищені від небезпек, пов'язаних зі ЗЕ. Безпека при ЗЕ має забезпечуватися відповідно до вимог чинних нормативних документів, норм, правил і стандартів. Радіаційна, пожежна і загальнопромислова безпека, а також безпека навколишнього середовища при ЗЕ

забезпечуються проектними системами, що продовжують експлуатуватися в штатному режимі, організаційно-технічними заходами і системою забезпечення якості.

Організація системи протирадіаційного захисту при виконанні робіт зі ЗЕ передбачає цілком логічне продовження існуючої системи при експлуатації реактора. Функціонування системи протирадіаційного захисту під час ЗЕ є складовою частиною забезпечення *штатного експлуатаційного режиму*. З початком виконання робіт зі ЗЕ існуюча система адаптуватиметься для задоволення потреб, обумовлених характером і складом таких робіт.

Радіоактивні відходи, що утворюються при ЗЕ реактора, відрізняються від експлуатаційних як більшим різноманіттям, так і більшими об'ємами.

Для збирання, переробки і транспортування РАВ, що утворюються при ЗЕ, планується в основному використовувати *діючу інфраструктуру для перероблення* експлуатаційних РАВ. Але, враховуючи великі об'єми і наявність великогабаритних елементів, необхідно створення технологій фрагментації відходів (у тому числі металу і бетону), а також створення технологій переробки забруднених конструкцій (головним чином, металу).

Збереження і використання *практичного досвіду персоналу реактора* є одним з пріоритетних напрямків при плануванні та виконанні ЗЕ, сприяючи зменшенню ризиків можливих аварій, вирішенню проблем з підготовки та набору нового персоналу, значному полегшенню виконання робіт. На початку ЗЕ постають такі ж завдання, що й при експлуатації реактора (наприклад, вивантаження ВЯП і дезактивація). Персонал реактора, який володіє глибоким знанням конструкції реактора та пов'язаного з ним обладнання, виконуватиме значну частину робіт зі ЗЕ. Крім спеціалістів, які працюють на момент остаточної зупинки реактора, необхідно залучати як консультантів тих співробітників, які раніше довгі роки працювали на реакторі, а для виконання специфічних робіт, не традиційних для персоналу реактора, — спеціалістів відповідних кваліфікацій з інших підрозділів ІЯД чи підприємств, які пов'язані з атомною енергетикою.

До остаточного зупинення реактора передбачено низку заходів, що обумовлюють успішну реалізацію стратегії ЗЕ, головними з яких є:

виконання комплексного інженерно-радіаційного обстеження (КІРО) реактора. Метою КІРО є отримання інформації про інженерний і радіаційний стан реактора для використання її при розробці документації зі ЗЕ, а також при плануванні і виконанні робіт зі ЗЕ. Така мета досягається шляхом збирання, упорядкування й аналізу інформації про склад і характеристики (інженерні та радіаційні) обладнання, конструкційних елементів, приміщень, будівель і споруд ДЯР ВВР-М;

розробка Програми ЗЕ — документа, що містить обґрунтування та опис стратегії зняття установки з експлуатації, комплексу адміністративних, організаційних та технічних заходів під час зняття установки з експлуатації, а також інформацію, потрібну для використання даного документа як керівництва під час проведення діяльності щодо зняття установки з експлуатації. Головна мета Програми ЗЕ — забезпечення стратегічного рівня планування робіт, включаючи усі необхідні обґрунтування с достатнім ступенем деталізації, що дозволяє розроблення Проекту ЗЕ.

На підставі сучасного досвіду зняття з експлуатації ДЯР, досвіду поводження з ВЯП та РАВ на реакторі ВВР-М, очікуваних радіаційних полів, радіоактивності та кількості

РАВ при дотриманні санітарних правил та норм радіаційної і загальної техніки безпеки роботи при ЗЕ ДЯР ВВР-М не можуть створити небезпеку опромінення персоналу та населення вище встановлених лімітів дози, а також забруднення довкілля радіоактивними речовинами.

Висновки

Аналіз закордонного досвіду свідчить, що вибір стратегії ЗЕ ДЯР залежить від багатьох факторів, обумовлених конкретними умовами розташування реакторів, але характерним є ряд загальних підходів щодо такого вибору і переважаною вважається стратегія невідкладного демонтажу. На підставі сучасного стану ДЯР ВВР-М, досвіду виконання демонтажних робіт та планів майбутнього використання території подано обґрунтування того, що оптимальною стратегією ЗЕ ДЯР є невідкладний демонтаж з метою необмеженого використання майданчика та показано, що обрана стратегія ЗЕ задовольняє вимогам чинного законодавства України та міжнародним рекомендаціям і дозволяє виконати ЗЕ безпечно та економічно ефективно.

Список літератури

1. Decommissioning of research reactors and other small facilities by making optimal use of available resources. Technical Reports Series 463, IAEA, 2008.
2. *НП 306.2.02/1.004-98*. Загальні положення забезпечення безпеки при знятті з експлуатації атомних електростанцій і дослідницьких ядерних реакторів.
3. Концепція зняття з експлуатації дослідницького реактора ВВР-М НЦ ІЯД НАН України. — К., 2001.
4. *Lobach Yu. N., Ludanova T. G., Lysenko M. V., Makarovskiy V. N., Shevel V. N.* Preparation for Decommissioning of WWR-M // Proc.Int.Conf. Decommissioning Challenges: an Industrial Reality? Sept. 28 to Oct.2, 2008, Avignon, France; ref.008.
5. Decommissioning of nuclear power plants and research reactors, IAEA Safety Guide WS-G-2.1, 1999.
6. Safe and effective nuclear power plant life cycle management towards decommissioning, TECDOC-1305, IAEA, 2002.
7. Planning, Managing and Organizing the Decommissioning of Nuclear Facilities: Lessons Learned, TECDOC-1394, IAEA, 2004.
8. Strategy selection for the decommissioning of nuclear facilities. Seminar Proceedings, Tarragona, Spain, 1-4 September, 2003, NEA No 5300, Paris, 2004.
9. Selection of Decommissioning Strategies: Issues and Factors, TECDOC-1478, IAEA, 2005.
10. Financial Aspects of Decommissioning, TECDOC-1476, IAEA, 2005.
11. Decommissioning of Research Reactors: Evolution, State of the Art, Open Issues, Technical Report Series 446, IAEA, 2006.
12. Selecting strategies for the decommissioning of nuclear facilities, NEA No 6038, Paris, 2006.
13. Decommissioning strategies for facilities using radioactive materials, Safety Report Series 50, IAEA, 2007.
14. Decommissioning of facilities using radioactive material. Safety requirements. IAEA Safety Standards Series No. WS-R-5. IAEA, 2006.
15. Int.Conf. on Safe Decommissioning for Nuclear Activities, Berlin, Germany, 14-18 October, 2002.
16. Стратегічний план використання дослідницького ядерного реактора ВВР-М Інституту ядерних досліджень НАН України. Затверджено НАНУ 5.07.2004.
17. *Вишневський І. М. та ін.* Основні положення Концепції нового багатоцільового дослідницького ядерного реактора // Ядерная и радиационная безопасность. — 2006. — Т. 9, вып. 4.

Надійшла до редакції 02.06.2009.