

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 році

Випуск 17

Славутич
2017

Збірник містить результати наукових досліджень і дослідно-конструкторських робіт у зоні відчуження ЧАЕС, спрямованих на розроблення технологій, устаткування та приладів для поводження з радіоактивними відходами й 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. В. Петрук (головний редактор), В. М. Шестопапов (заступник головного редактора),
М. Д. Бондарьков (відповідальний секретар), Д. А. Базика, В. Г. Бар'яхтар, О. І. Бондар,
С. П. Гащак, Ю. О. Іванов, С. І. Кірсєв, Г. Д. Коваленко, Ю. О. Кутлахмедов,
Г. В. Лисиченко, Б. Я. Осколков, А. І. Савін, М. М. Талерко, Р. Г. Темний, Ю. О. Шибецький

Адреса редколегії:

вул. 77-ї Гвардійської дивізії, 11, м. Славутич, Київська обл., Україна, 07101
ДНДУ «Чорнобильський центр з проблем ядерної безпеки,
радіоактивних відходів та радіоекології»
Тел. (04579) 2-30-16, факс (04579) 2-81-44

ЗМІСТ

Методические рекомендации по характеристике захоронений радиоактивных отходов в Чернобыльской зоне отчуждения <i>Б. Я. Осолков</i>	4
Досвід обстеження опромінених стрижнів системи управління захистом Чернобыльської АЕС <i>В. М. Глигало, А. М. Максименко, Є. В. Ларін, Д. М. Василевський</i>	40
Стратегическая цель снятия с эксплуатации блоков №№ 1, 2, 3 Чернобыльской АЭС – промышленно развитая площадка <i>Е. А. Соколов, Д. А. Стельмах, В. К. Кучинский, А. М. Платоненко</i>	58
Проблема визначення доцільності дезактивації радіоактивно забруднених об'єктів на території зони відчуження та шляхи її вирішення <i>Д. В. Городецький, В. В. Деренговський, Л. І. Павловський</i>	66
Розрахунки контейнера для безпечного довгострокового зберігання Рn-Ве-джерел <i>В. Г. Батій, С. В. Купріячук, С. С. Підберезний, В. М. Рудько, Д. В. Федорченко, А. О. Холодюк</i>	73
Чернобыльская катастрофа: общие проблемы и уроки <i>В. Г. Барьяхтар, С. А. Довгий, М. Г. Данилевич</i>	85

МЕТОДИЧЕСКИЕ РЕКОМЕНДАЦИИ ПО ХАРАКТЕРИЗАЦИИ ЗАХОРОНЕНИЙ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ В ЧЕРНОБЫЛЬСКОЙ ЗОНЕ ОТЧУЖДЕНИЯ

Б. Я. Осколков

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

В статье представлены некоторые методические рекомендации к проведению работ по обследованию и характеристике радиоактивных отходов (РАО) в объектах Чернобыльской зоны отчуждения (пункты захоронения радиоактивных отходов (ПЗРО) и пункты временной локализации радиоактивных отходов (ПВЛРО)).

Описаны геофизические и дозиметрические методы, которые могут быть использованы для решения задач по характеристике захоронений и оценки содержащихся в них РАО.

На основе анализа работ, выполненных Чернобыльским центром в период 2014–2016 гг. по исследованию объектов захоронения РАО, даны оценки эффективности отдельных методов для изучения состояния захоронений и рекомендации по обследованию объектов захоронения РАО в ЧЗО.

Ключевые слова: Чернобыльская зона отчуждения, объекты захоронения РАО, методы исследования РАО

Введение

Как известно, на территории Чернобыльской зоны отчуждения имеется ряд объектов захоронения радиоактивных отходов, созданных во время ликвидации последствий аварии в 1986 г. К сожалению, до настоящего времени нет точных данных о характеристиках и объемах РАО, захороненных в этих ПВЛРО и ПЗРО. По имеющимся экспертным оценкам, в них сосредоточено 1913,8 м³ РАО, а их суммарная активность составляет 7431,3 ТБк [10]. Однако эти оценки являются весьма неточными. Документальные сведения о количестве захороненных РАО и их радионуклидном составе практически отсутствуют. Например, считается что в ПЗРО «Подлесный» захоронено 3960,0 куб. м высокоактивных радиоактивных отходов (3-й группы по классификации СПОРО-85), в том числе в модуле А1 – 2650,0 м³ с мощностью экспозиционной дозы излучения от 5 до 50 Р/ч и в модуле Б1 – 1310,0 м³ с мощностью экспозиционной дозы от 50 до 250 Р/ч и более. Объем РАО в ПЗРО «3-я очередь ЧАЭС», по оценкам экспертов, составляет 26196 м³, суммарная активность – 3771 Ки. Имеются предположения о наличии в ПЗРО топливных материалов. Экспериментально эти расчеты не подтверждены.

Цели и задачи исследования захоронений радиоактивных отходов в Чернобыльской зоне отчуждения

В настоящее время, когда в Украине планируется переход на новую классификацию радиоактивных отходов, задача получения полной информации по всем объектам захоронения РАО в Чернобыльской зоне отчуждения (ЧЗО) является весьма актуальной. С учетом новой классификации анализ безопасности захороненных в ЧЗО радиоактивных отходов позволит существенно изменить объем работ по приведению состояния объектов, содержащих РАО, к нормативному уровню безопасности [26].

В соответствии с действующей нормативной базой на объектах обращения с РАО необходимо проведение периодического анализа и оценки состояния радиационной безопасности. Результаты такого анализа должны подтверждать обеспечение на объекте надлежащего уровня безопасности и достаточность мер по его контролю. [7]. Оценка безопасности объекта обращения с РАО должна базироваться на точной информации о характеристике объекта, знании его радиационно-экологических параметров, состояния строительных конструкций. Получение таких данных требует организации и проведения широкомасштабных работ с применением различных геофизических методов, что обеспечивает необходимое качество и объем получаемой информации. В результате обследования должны быть получены следующие данные:

1. Информация о месте расположения, конфигурации и виде захоронения, т. е. должны быть определены его геодезические и топографические координаты, ландшафтные и географические характеристики.

2. Архитектурно-строительные характеристики объекта: основные строительные решения, качественная и количественная характеристика. Характеристика инженерных барьеров, обеспечивающих изоляцию отходов от внешней среды.

3. Происхождение и объем отходов, содержащихся в объекте: общий объем отходов, их виды (наличие переработанных и непереработанных отходов); характер отходов (одежда, отработанные смолы, грунт, лом и т. д.). Физико-химические характеристики захороненных РАО, в том числе наличие в захоронении облученного топлива, элементов конструкции реактора, других активных и неактивных металлоконструкций. Наличие и характеристика первичных упаковок РАО и их распределение в объеме хранилища. Возможное наличие токсических веществ и потенциального газообразования. Наличие горючих, легковоспламеняющиеся и самовоспламеняющиеся материалов и взрывчатых веществ.

4. Радиологические характеристики отходов: общая величина захороненных РАО, радиоизотопный состав, в том числе средняя и максимальная удельная активность по каждому радионуклиду; распределение радиоактивности в объеме захоронения (распределение поля гамма-излучения, нейтронного и альфа-поток). Оценка количества топливных материалов из аварийного реактора.

5. Характеристика изоляции захороненных РАО от воздействия внешней среды – поступления грунтовых вод и атмосферных осадков в захоронение. Оценка наличия и степени коррозии металла контейнеров.

Организация исследования захоронений в Чернобыльской зоне отчуждения

Организация и проведение работ по обследованию объектов обращения с РАО должны отвечать следующим требованиям:

- обеспечивать получение достоверной объективной информации по всем необходимым параметрам;
- гарантировать выполнение требований радиационной безопасности при выполнении работ;
- не приводить к ухудшению существующей радиоэкологической безопасности хранилища;
- не требовать чрезмерных финансовых и трудовых затрат.

Работы по обследованию захоронения РАО целесообразно выполнять поэтапно.

1 этап – предварительная оценка с применением неинвазивных методов исследования, т. е. методов, не требующих нарушения изолирующих барьеров хранилища РАО.

На первом этапе необходимо выполнить сбор и анализ имеющейся исторической информации о захоронении и в зависимости от результатов выбрать наиболее

подходящие методы неразрушающих исследований. Такими методами могут быть получены данные о возможном распределении отходов в объеме хранилища, некоторые характеристики (наличие металлоизделий, воды) распределения изолирующих слоев, а также данные о поверхностном радиоактивном загрязнении. На этом этапе собираются сведения для планирования работ следующего этапа – геодезической съемки, построения топографических карт, создания разбивочных сетей, оценки радиационной обстановки.

2 этап – лабораторно-экспериментальный с применением активных интрузивных методов исследования объекта с нарушением целостности изолирующих барьеров хранилища. На этом этапе производится исследование содержимого хранилища, непосредственное изучение захороненных отходов, отбор и анализ проб.

В общем виде весь процесс обследования можно представить следующим образом:

- сбор и обработка материалов изысканий и исследований прошлых лет (проекта, записей о заполнении хранилища, выполненных ранее исследований, геологических, гидрогеологических данных по региону расположения и т. д.);

- рекогносцировочное обследование;
- выбор методов и разработка программы геофизических исследований;
- полевые геофизические исследования;
- лабораторные геофизические исследования грунтов, подземных и поверхностных вод;

- обследование строительных конструкций и грунтов объекта;

камеральная обработка материалов геофизических исследований, их интерпретация и составление технического отчета.

Методы исследования захоронений радиоактивных отходов

Для исследования объектов РАО целесообразно использовать тщательно разработанные и применяющиеся в геологической практике методы. По степени влияния на объект их можно разделить на инвазивные, когда происходит активное вторжение в объект захоронения, как правило, с нарушением барьеров безопасности, и неинвазивные, когда применяются дистанционные методы исследования без нарушения изолирующих инженерных барьеров.

Неинвазивные методы

Хорошо известными в практике экологической геофизики неразрушающими методами, которые могут быть использованы для исследования объектов захоронения РАО, являются магнитометрия, электрометрия, радиолокационные исследования и ядерно-физические (измерение гамма- и нейтронных полей) [19, 34]. С помощью геофизических методов в геологии и в экогеологии изучаются состав, строение и состояние пород, составляющих земную кору, ведется поиск полезных ископаемых и изучение геологической среды как основы для промышленного строительства. Формально эти методы сводятся к обнаружению геологических объектов, оценке их геометрии и физических свойств, что практически очень близко к задачам по обследованию неизвестных объектов захоронения РАО.

Анализ возможностей и практики применения геофизических методов исследования в геологии показывает целесообразность использования для изучения объектов захоронения РАО следующих методов:

- геодезической съемки;
- магнитометрических измерений;

- исследований с помощью подповерхностного радара (GPR) – георадиолокации;
- электрометрических исследований – вертикального электрического зондирования (ВЭЗ), электропрофилеирования (ЭП);
- ядерных геофизических методов (гамма-съемки, нейтронной съемки).

Эффективность геофизических исследований в решении задач по изучению объектов РАО определяется правильным выбором метода (или комплекса методов), рациональной и высококачественной методикой и техникой проведения работ, качеством геофизической интерпретации и дозиметрического истолкования полученных результатов. Сложность геофизической интерпретации объясняется неоднозначностью решения обратной задачи геофизики и приближенностью возможных решений. Поэтому из нескольких полученных вариантов интерпретации необходимо выбрать наиболее достоверный, что требует учета всех имеющихся сведений об объекте, в том числе о физических свойствах захороненных РАО, строении захоронения, гидрогеологических условиях его размещения и т. д. Наилучшее истолкование результатов геофизических методов исследований возможно только при совместной работе геофизиков и дозиметристов, специалистов по обращению с радиоактивными отходами и захоронению их, других участников работ.

Важнейшим принципом организации рациональных исследований объектов РАО является комплексное использование методов: применение хотя бы двух-трех из вышеперечисленных методов геофизики; проведение разноуровневых наблюдений (наземных полевых, подземно-скважинных); использование геологической, гидрогеологической, дозиметрической, радиохимической, инженерной и другой информации.

При планировании геофизических работ особо следует рассмотреть вопрос тщательного подбора исполнителей, дабы иметь уверенность, что привлекаемые работники действительно являются специалистами в области планируемых исследований. В противном случае вместо получения достоверных результатов произойдет банальная дискредитация данного геофизического метода.

Картографирование объекта. Геодезическая съемка

Любое исследование объекта захоронения РАО должно начинаться с определения его точных координат на местности, составления плана его размещения, т. е. с картографирования объекта. Кроме топографических особенностей размещения объекта, для выполнения его экологической оценки требуется знание ландшафтно-географических характеристик района. Топографические планы и карты обычно являются картографической основой при создании эколого-геологических карт, необходимых для прогнозных оценок влияния объекта на окружающую среду.

Геодезические работы при обследовании объекта начинаются с создания геодезической разбивочной сети – основы, обеспечивающей выполнение последующих построений и измерений в ходе исследований с необходимой точностью. К геодезическим разбивочным сетям относят разбивочную сеть площадки объекта и внешнюю разбивочную сеть сооружения.

Разбивочная сеть обследуемой площадки создается в виде строительной сетки (рис. 1 цветной вкладки), в которой дается координатная привязка красных и других линий и элементов конструкции хранилища. Разбивочная сеть объекта зависит от формы обследуемых сооружений, их размещения, условий видимости и т. п. Стороны разбивочной сети необходимо стараться размещать параллельно длинным осям сооружений. На объектах РАО, как правило, создается разбивочная сеть, состоящая из

квадратов с длиной стороны 2 м, 5 м, максимум 10 м. Пункты нивелирной сети обследуемой площадки обычно совмещают с пунктами плановой разбивочной сети. Внешняя разбивочная сеть сооружения создается для перенесения в натуру и закрепления проектных размеров сооружения, производства детальных разбивочных работ и исполнительных съемок. Внешняя разбивочная сеть сооружения формируется в виде сети пунктов (осевых знаков), закрепляющих на местности главные оси сооружения или точки привязки основных, значимых объектов (рис. 1).

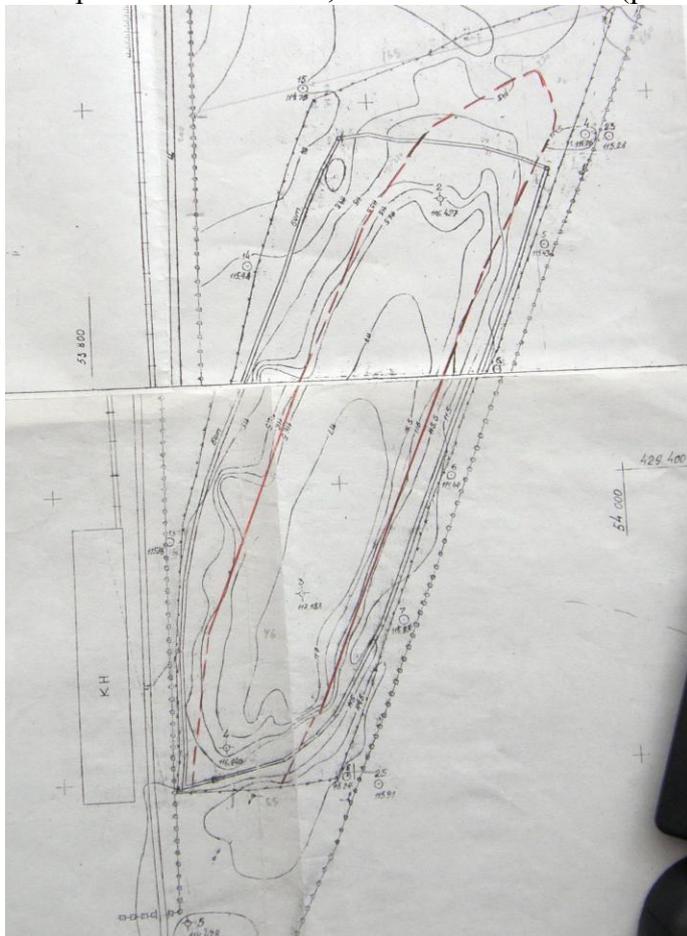


Рис. 1. Внешняя разбивочная сеть на топографической карте объекта ПЗРО «3-я очередь ЧАЭС»

Внутренняя разбивочная сеть площадки сооружения предназначена для обеспечения построений непосредственно на рабочем горизонте. Разбивочная сеть на местности создается в виде системы квадратов или прямоугольников, обычно ориентированных параллельно осям сооружений. В зависимости от характера объекта длина стороны квадратов или прямоугольников может составлять 1 м, 2 м, 5 м, максимум 10 м. (рис. 2). Узловые точки сети обозначаются на месте пикетами.



Рис. 2. Создание внутренней разбивочной сети на объекте захоронения РАО, 2015 г.

Для удобства использования разбивочная сеть может создаваться в условной системе координат. Начало системы координат выбирают так, чтобы все пункты имели положительные координаты. Для этого начало координат совмещают с пунктом, расположенным в юго-западной вершине геодезической сети. Ось абсцисс обычно условно обозначают буквой X , а ось ординат – буквой Y . В соответствии с этим линиям разбивочной сети дают порядковую нумерацию ($1X, 2X, \dots, 1Y, 2Y, \dots$). Геодезические работы по перенесению в натуру запроектированных исследований сводятся к выносу и закреплению на местности отдельных точек, осей и отметок, определяющих проектные положения точек измерений, частей и конструктивных элементов сооружения (Рис.3).



Рис. 3. Разметка внутренней сети точек на объекте обследования ПЗРО «Подлесный», 2016 г.

Способом пространственного анализа имеющейся географической информации является геоэкологическое картографирование. В зависимости от задач обследования (моделирования оценки влияния объекта на окружающую среду, анализа геоэкономических условий и т. д.) как базовые могут быть выбраны топографические карты района размещения объекта или снимки, полученные с помощью программы Google Earth (рис. 4).



Рис. 4. ПЗРО «3-я очередь ЧАЭС».
Ландшафтная карта Google Earth с указанием точек скважин

Проведение геодезической съемки объекта

В настоящее время методом выбора для выполнения геодезической съемки местности является съемка при помощи спутниковых систем определения местоположения: NAVSTAR GPS (Navigation System with Time And Ranging Global Positioning System – навигационная система определения расстояния и времени, глобальная система позиционирования – американская спутниковая система навигации), ГЛОНАСС (Глобальная навигационная спутниковая система – российская спутниковая система навигации); с 2016 г. можно также использовать европейскую систему «Galileo». Точность методов спутниковой геодезии в 3–5 раз выше, чем точность традиционных геодезических методов.

Основные технологии GPS-съемок в порядке возрастания точности определения координат приведены в табл. 1.

Таблица 1. Основные технологии GPS-съемок

Название технологии, время измерения	Точность, м	Область применения
Навигационный режим, непрерывное слежение	10–15	Поиск точки по заранее известным координатам, поиск потерянных объектов по известным координатам, рекогносцировка местности
Кинематика «real-time», 20–30 с на точку	0,1–0,3	Локальные топографические съемки и разбивочные работы с небольшими препятствиями прохождения спутникового радиосигнала. Координаты вычисляются прямо в поле. Необходимо наличие радиомодема
Кинематика «continuous», непрерывное слежение	0,05–0,2	Локальные топографические съемки линейных и площадных объектов в условиях очень хорошего приема спутникового радиосигнала
Кинематика «stop-and-go», 20–30 с на точку	0,01–0,03	Локальные топографические съемки с небольшими препятствиями прохождения спутникового радиосигнала, создание съемочного обоснования
Быстрая статика, 20–30 мин на точку	$(1-3) \cdot 10^{-3}$	Высокоточные геодезические работы, создание опорного обоснования, наблюдения за деформациями земной поверхности с длиной векторов до 10 км
Статика, 40–60 мин на точку и более	$(1-3) \cdot 10^{-3}$	Высокоточные геодезические работы, создание опорного обоснования, наблюдения за деформациями земной поверхности с длиной векторов до 2000 км

Навигационный режим, как правило, имеют все GPS-приемники. При использовании этого режима на дисплее приемника или его контроллера непрерывно отображаются данные о пространственном положении приемника, скорости его перемещения и азимуте движения. Хотя этот способ съемки имеет самую низкую точность, он часто используется для поиска объектов исследования.

Кинематическая («real-time») съемка позволяет добиться гораздо большей точности и используется для топографических съемок с вычерчиванием плана непосредственно в поле. Необходимым условием для выполнения данного вида съемки является возможность получения ионосферных поправок либо с помощью радиомодема по выделенному радиоканалу, либо от специальных радиомаяков. Отличительной особенностью является требование постоянного слежения, как минимум, четырех спутников.

Кинематическая съемка в режиме «continuous» применяется для непрерывного точного определения пространственных координат движущегося приемника. Этот метод используется для топографического картирования на открытой местности с хорошими условиями для передвижения и наблюдения спутников. Такой вид съемки обеспечивает высокую производительность при съемке больших площадных объектов, автодорог и других объектов с выдачей результата съемки в электронном виде во всех популярных обменных форматах данных.

Кинематика «stop-and-go» является эквивалентом традиционной тахеометрической съемки, когда одновременно ведется съемка координат и высот. При этом виде съемки оператор с приемником либо стоит на определяемой точке в течение 20–30 с («stop») либо перемещается между определяемыми точками («go»).

Статическая и быстростатическая съемки являются традиционными и самыми распространенными видами GPS-съемки. Эти методы требуют, чтобы, как минимум, два GPS-приемника, расположенные на двух концах базовой линии (base-line), одновременно принимали спутниковый радиосигнал в течение 20–60 минут. Эти виды съемки обеспечивают очень высокую точность определения координат.

Для топографической съемки объектов РАО целесообразно использовать преимущественно кинематические или быстростатические режимы. При этом один GPS-приемник (базовый) стоит на точке с известными координатами, а второй (ровер) – передвигается от точки к точке. Также требуется наличие радиомодемов или GSM-модема на приемниках, что позволяет использовать режим в реальном времени (Real Time Kinematics – RTK) [11].

Для выполнения геодезических работ в процессе обследования объектов захоронения РАО могут использоваться различные системы, например интегрированная система GNSS фирмы STONEX® (GPS/GNSS серии S7), приемник которой сочетает современные технологии высокоточного позиционирования и возможности высокопроизводительного мобильного устройства, позволяющие собирать данные в полевых условиях быстро и с высочайшей точностью измерения. Система имеет интегрированный интернет-модем GSM/GPRS, что позволяет использовать этот прибор в режиме RTK и обеспечивать сантиметровую точность определения координат точек. Прибор может работать в системах NAVSTAR GPS, GLONASS и «Galileo».

Результаты геодезической съемки с указанием координат точек разбивочной сети оформляются в виде таблиц в локальной сети координат либо в геодезической системе, например, во всемирной геодезической системе (WGS-84), применяемой в системах GPS.

Указанные таблицы используются для построения картосхем с помощью компьютерных программ, например Surfer – Powerful Contouring, Gridding, & 3D Surface Mapping Software, Golden Software, LLC.

Магнитометрия

Магнитометрические методы исследования основаны на изучении свойства магнитного поля Земли и слагающих компонентов геологических сред (объектов). Магниторазведка является эффективным методом при геологическом картировании, структурных исследованиях, поиске полезных ископаемых, в археологических исследованиях и поиске магнитных объектов, в том числе и в военном деле [29]. На объектах захоронения РАО магниторазведка может определить местонахождение металлических контейнеров, содержащих РАО, захороненных металлоконструкций и т. д. К особенностям объектов захоронения РАО в Чернобыльской зоне относятся, как правило, поверхностное расположение, относительно небольшая толщина консервирующих слоев засыпки и относительно высокое количество магнитных металлических предметов и железобетонных изделий. Для исследования конфигурации и содержания таких объектов можно использовать измерение магнитного поля.

Физической основой магниторазведки является различие магнитных свойства объектов поиска и вмещающей среды. Выделение тех либо иных объектов по данным магнитной разведки производится путем сравнения средних значений магнитной восприимчивости или намагниченности. Техногенные объекты, содержащие материалы с повышенным значением магнитных характеристик, образуют магнитные аномалии. Выявленная в процессе магнитометрических исследований аномалия дает возможность определить местоположение объекта, скрытого поверхностными отложениями. Более того, по данным кондиционной магнитной съемки можно определить также глубину залегания, поперечные размеры и другие параметры исследуемых объектов [20]. Магниторазведка является наиболее дешевым и простым методом геофизических исследований (табл. 2).

Таблица 2. Сравнительная характеристика различных геофизических методов

Показатель	Магнито-разведка	Электро-разведка	Грави-разведка	Сейсмо-разведка
Стоимость аппаратуры (аппаратурного комплекса)	Самая низкая	Высокая	Низкая	Самая высокая
Степень сложности обслуживания аппаратуры	Самая низкая	Высокая	Высокая	Самая высокая
Степень сложности технологического процесса	Низкая	Высокая	Высокая	Самая высокая
Квалификация исполнителей	Средняя	Высокая, средняя	Высокая	Высокая
Производительность полевых работ	Высокая	Низкая	Низкая	Низкая
Сложность камеральной обработки результатов наблюдений	Низкая	Высокая	Высокая	Высокая
Состав полевого отряда (чел.)	1, 2	2–3	1–2	3–5
Затраты на сопутствующие геодезические работы	Низкие	Низкие	Высокие	Низкие
Стоимость исследований единицы площади	Самая низкая	Высокая	Высокая	Самая высокая
Информативность (наиболее вероятный уровень)	Самая высокая	Высокая	Низкая	Средний уровень

Для проведения магнитных измерений в исследованиях объектов захоронения РАО целесообразно использовать высокоточную аппаратуру [23, 29]. Для магнитометрических съемок при обследовании захоронений РАО в ЧЗО специалисты Чернобыльского центра использовали цезиевый (квантовый) магнитометр ПКМ-1 [5]. Магнитометр ПКМ-1 имеет высокую разрешающую способность (0,001 нТл), высокую скорость регистрации – до 10 измерений в секунду, что позволяет использовать его для съемки в движении. Широкий диапазон измерений модуля магнитной индукции (от 20000 до 100000 нТл) дает возможность проводить качественные исследования в условиях высокоградиентных полей [32]. Можно использовать более дорогостоящие приборы, например квантовые магнитометры G-858, G-859 фирмы «Geometrics», США; магнитометры «SmartMag SM-4» фирмы «Scintrex Ltd», Канада (рис. 5).



Рис. 5. Магнитометры ПКМ-1(Россия) – на фото слева, измерения на ПЗРО «3-я очередь ЧАЭС» и «SmartMag SM-4», Канада – на фото справа

Измерения на объекте выполняются методом пешеходной съемки с непрерывной записью результатов с достаточно частым интервалом (до 0,1 с) по внутренней разбивочной сети, размеченной с помощью пикетов-флажков. Расстояние между пикетами вдоль профиля выбирается обычно небольшое – до 0,15 м. Расстояние между профилями зависит от предполагаемого наличия магнитных объектов и составляет от 1,5 до 2 м. Измерения проводятся дважды – при прохождении оператором профилей съемки в прямом и обратном направлении при неизменной ориентации датчика. Обработка магнитометрической информации производится с помощью компьютерных программ, например пакет Oasis montaj – Geosoft [9]. В ходе компьютерной обработки аномальная составляющая магнитного поля рассчитывается путем вычитания нормального поля из полученных (измеренных) значений. За уровень нормального поля обычно принимается фоновое (медианное) значение магнитной индукции на аналогичной территории, не содержащей магнитных объектов и представленной немагнитными породами. Кроме того, при обработке результатов необходимо учитывать влияние геомагнитных вариаций за время съемки (рис. 2 цветной вкладки).

Электроразведка

Электрометрические методы основаны на изучении естественных или искусственно созданных в геологической среде электромагнитных полей [21]. Для исследования захоронений РАО может быть применен метод малоглубинного электромагнитного зондирования, который широко используется при инженерно-гидрогеологических исследованиях и охране геологической среды. Вследствие многообразия используемых полей и свойств горных пород электроразведка весьма разнообразна по методам, их свыше 50. Прикладная классификация методов электроразведки приведена в табл. 3. Для исследования объектов РАО наиболее применим метод, предназначенный для профилирования и выявления локальных объектов, – электромагнитное зондирование, в частности метод вертикального электрического зондирования (ВЭЗ).

Таблица 3. Целевая классификация методов электроразведки

Метод	Вид работ		
	региональные	разведочные	инженерно-гидрогеологические
Естественного переменного поля	+++	+	+
Геоэлектрхимический	+	+++	++
Сопротивлений	+	++	+++
Электромагнитного зондирования и профилирования	++	++	++
Пьезоэлектрический	–	+++	+
Радиоволнового зондирования и профилирования	–	++	++
Радиолокационного зондирования		+	+
Радиотепловой	+	+	+
Инфракрасной и спектрометрической съемки	+	+	+

Примечание: +, ++, +++ – малая, средняя, большая степень применимости соответственно

Данные, получаемые с помощью вертикального электрического зондирования, могут помочь выявить неоднородности геологического разреза (строения захоронения),

обнаруживая особенности, нехарактерные для фоновых почв района захоронения, а также фиксировать зоны нарушения сплошности исследуемого разреза.

Подповерхностное геологическое зондирование. Геологический радар
(ground penetrating radar)

Одним из перспективных методов исследований объектов РАО является метод подповерхностного радиолокационного зондирования (георадара). Синонимами термина «радар подповерхностное зондирование» в зарубежной литературе являются «Ground Penetrating Radar», «Surface Penetrating Radar» и «Georadar». Принцип действия георадара основан на излучении сверхширокополосных импульсов метрового и дециметрового диапазона электромагнитных волн (частота зондирующего импульса в пределах от 25 МГц до 3 ГГц, длины волн от нескольких сантиметров до нескольких метров), и приеме сигналов, отраженных от границ раздела слоев зондируемой среды (рис. 6). Такими границами раздела в исследуемых объектах являются, например, границы между сухими и влагонасыщенными грунтами (уровень грунтовых вод), контакты между породами различного литологического состава, между породой и материалом искусственного сооружения. Обычно георадар включает в себя несколько антенных блоков, имеющих различные центральные частоты зондирующих импульсов для проведения исследований на различной глубине.

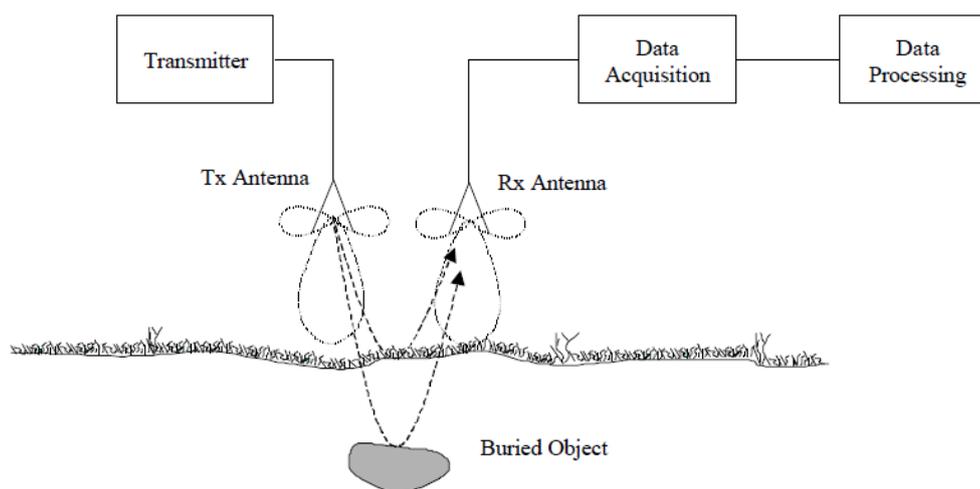


Рис. 6. Блок-схема геологического радара

Радиолокаторы подповерхностного зондирования в настоящее время широко применяются в археологии, геофизике, при поиске захороненных органических тел, неразорвавшихся снарядов и других боеприпасов, локализации канализационных труб и коммуникационных сетей. Проведено 15 международных конференций по применению георадиолокации, в последней из них которых было представлено более 200 докладов, по успешному применению метода [8].

Основными производителями на рынке георадаров являются фирмы «Mala GeoScience» (Швеция), «Geophysical Survey Systems, Inc. (GSSI)» (США), «Sensor and Software, Inc» (Канада), «US Radar Sub-Surface Imaging Systems» (США), «Ingegneria Dei Sistemi (IDS)» (Италия).

На рис. 7 представлена георадарная система «Георадар Mala GXM», которая состоит из блока управления GXM с тремя сменными антенными блоками (передатчик и приемник в экранированном корпусе) с центральными излучаемыми частотами 100, 250 и 500 МГц. Обработка и графическое отображение данных выполняется с помощью портативного компьютера. В георадарных исследованиях большое значение имеет

обработка и анализ полученных данных, для чего создано значительное число компьютерных программ. Например, пакет GaiaSpectrum® – набор инструментов для анализа и сравнения геофизических данных, полученных с помощью GPR. Данный пакет программ позволяет осуществлять импорт всех основных форматов данных, полученных различными системами GPR, и использовать распространенные геодезические и инструментальные форматы данных: CSV, DAT ASCII data (MATHCAD® or MATLAB®), DT (S&S), DZT, SEG-Y и др.



Рис. 7. Георадарная система «RAMAC/GPR» («MALA GeoScience»). Блок обработки информации и блок антенн (100, 250 500 МГц)

Георадар отечественного производства разработки ООО «Трансиент Текнолоджис» VIY3-125 (VIY®3), проигрывая в чувствительности, существенно выигрывает в цене (рис. 8). Программное обеспечение (ПО VIY3) позволяет выполнять все необходимые работы с георадаром: зондирование, сбор данных и постобработку, отображение данных на плане или карте, 3D-представление и составление отчетов.



Рис. 8. Георадар VIY-3 («Transient technologies», Украина) с антенным блоком 300 МГц

Следует отметить, что одним из наиболее сложных этапов проведения георадарных исследований являются анализ и интерпретация полученных данных. Анализ радарограмм, как правило, требует хорошего базового геологического образования, знания геологических особенностей территории расположения изучаемого объекта и всестороннего предварительного изучения исторических данных о конкретном объекте (рис. 3, 4 цветной вкладки). Основа получения качественных результатов – опыт специалистов, привлекаемых к работам.

Ядерные геофизические методы. Радиометрические методы

Главной задачей исследования объекта захоронения РАО является получение информации о радиоактивности захороненных отходов. Радиоактивное загрязнение материалов, захороненных в объектах, обусловлено аварийными выбросами. По различным оценкам, во время аварии в атмосферу было выброшено 12–33% ^{134,137}Cs и 3–4% менее летучих радионуклидов (⁹⁵Zr, ⁹⁹Mo, ^{89,90}Sr, ^{103,106}Ru, ^{141,144}Ce, ^{154,155}Eu, ^{238–241}Pu и т. д.) от их содержания в активной зоне реактора на момент аварии. Активность, нарабатанная в ядерном топливе аварийного реактора к моменту аварии, определялась радионуклидами, указанными в табл. 4.

Таблица 4. Удельная активность топлива 4 блока, Бк/г урана [18]

Альфа-излучатели	Бета-излучатели	Бета-гамма-излучатели
²³⁸ Pu – 6,7×10 ⁶	⁹⁰ Sr – 7,60×10 ⁸	¹⁰⁶ Rh – 1,29×10 ⁴
²³⁹ Pu – 5,0×10 ⁶	⁹⁰ Y – 7,60×10 ⁸	¹²⁵ Sb – 7,12×10 ⁵
²⁴⁰ Pu – 8,19×10 ⁶	¹⁰⁶ Ru – 1,29×10 ⁴	¹³⁴ Cs – 1,61×10 ⁶
²⁴² Pu – 1,30×10 ⁴	¹⁴⁷ Pm – 2,65×10 ⁷	¹³⁷ Cs – 9,09×10 ⁸
²⁴¹ Am – 1,95×10 ⁷	²⁴¹ Pu – 3,89×10 ⁸	¹⁴⁴ Ce – 1,20×10 ³
²⁴³ Am – 8,73×10 ³	–	¹⁵⁴ Eu – 1,64×10 ⁷
²⁴⁴ Cm – 1,07×10 ⁶	–	¹⁵⁵ Eu – 4,45×10 ⁶
В сумме ~80 Ки/Кг урана		

Таким образом, именно радиометрические и дозиметрические методы исследования могут обеспечить получение необходимой информации о характере захороненных материалов и их состоянии. Дозиметрические исследования производятся на этапе как неинвазивных так и инвазивных исследований: на первом этапе выполняются поверхностные (наземные) дозиметрические съемки распределения поля гамма, альфа-, бета-, и нейтронного излучения.

На втором этапе для измерений используются различные горные выработки: шурфы, скважины и пр.

Гамма-сканирование

Съемка полей гамма-излучения (сканирование) – один из наиболее простых и широко применяемых методов обследования объектов захоронения РАО в Чернобыльской зоне отчуждения. Содержание гамма-излучающих радионуклидов в РАО ЧЗО обусловлено наличием в радиоактивных отходах в первую очередь диспергированного отработанного топлива 4-го реактора (табл. 4). Одним из основных детектируемых гамма-излучателей в ЧЗО является ¹³⁷Cs активность которого в отработанном ядерном топливе (ОЯТ) составляет до 9,09×10⁸ Бк/т (энергия – 666 Кэв), что и обуславливает применение метода гамма-сканирования для исследования объектов захоронения РАО. Вместе с тем информация, получаемая данным методом, как правило, отражает только состояние поверхностных слоев грунта, поскольку излучение от более глубоких горизонтов (объектов) существенно ослабляется. Так, например, слой грунта в 10–20 см может ослаблять уровень гамма-излучения в 2 раза. Характеристики слоя ослабления различных материалов приведены в табл. 5. Для расчета мощности экспозиционной дозы гамма-излучения от элементарного объемного источника, можно воспользоваться формулой из практики геологоразведки:

$$dP_{exp} = K_{\gamma} \rho^{ii} \frac{d_v}{r^2} \exp(-\mu_0^i r^i - \mu_0^{ii} r^{ii}) B_D^i B_D^{ii}$$

где K_γ – гамма-постоянная источника, r^{ii} , $d_v = d_m$ – масса источника в единичном объеме d_v ;

ρ^{ii} – плотность источника в 1 см^3 ;

μ^i , μ^{ii} – полные коэффициенты ослабления гамма-излучения в излучающем теле и в поглощающей среде.

В расчет необходимо принимать полный коэффициент ослабления гамма-излучения в среде по направлению между точечным источником и точкой наблюдения, однако в оценочных расчетах полный коэффициент ослабления первичного гамма-излучения можно заменять в формулах эффективным коэффициентом ослабления, который получают из экспериментальных данных [27].

Таблица 4. Слой половинного ослабления гамма-излучения различными материалами и веществами

Материал защиты	Слой половинного ослабления, см	Плотность, г/см ³	Масса 1 см ² слоя половинного ослабления
Свинец	1,8	11,3	20
Бетон	6,1	3,33	20
Сталь	2,5	7,86	20
Слежавшийся грунт	9,1	1,99	18
Вода	18	1,00	18
Древесина	29	0,56	16
Обедненный уран	0,2	19,1	3,9
Воздух	15000	0,0012	18

Результатами гамма-съемки при исследовании объекта захоронения РАО являются:

- подтверждение наличия объекта захоронения РАО и его местонахождения;
- возможное оконтуривание участка расположения объекта;
- оценка степени поверхностного радиоактивного загрязнения участка (что бывает необходимо для организации радиационной защиты персонала, проводящего исследование);
 - выявление локальных участков с высоким уровнем радиоактивного загрязнения;
 - получение исходных данных для планирования дальнейших работ по исследованию объекта и обеспечению требований радиационной безопасности.

Для проведения гамма-сканирования может применяться большинство выпускаемых промышленностью переносных дозиметров – радиометров-спектрометров¹, например, спектрометр МКС-АТ6102 фирмы «АТОМТЕХ» (Беларусь); «Radiagem-2000» фирмы «Canberra Packard Trading Corporation» (США); дозиметр-радиометр гамма-бета-излучений поисковый МКС-07 «Пошук» фирмы «Экотест» (Украина) и другие.

Порядок проведения гамма-съемки:

- определение фонового ландшафта и фоновых параметров ионизирующего излучения (гамма-, бета-, альфа-, нейтронного);
- определение размеров и конфигурации территории, подлежащей исследованию. Геодезическая съемка и создание разбивочной сети объекта;
- выполнение измерений по точкам (пикетам) разбивочной сети. Построение таблицы измерений. Выбор конкретной методики измерения (детектор, высота

¹ Классификация средств измерения принята в соответствии с [16]

измерения, построение разбивочной сети) целесообразно производить для каждого объекта индивидуально.

Методически проведение гамма-сканирования территории достаточно просто: по геодезической разметке, выполненной на первом этапе исследований производятся измерения мощности дозы гамма-излучения на высоте 0,5 – 1,0 м от поверхности грунта. По результатам измерений строится картограмма. Для построения картограммы целесообразно применять компьютерные программы, например Surfer – Powerful Contouring, Gridding, & 3D Surface Mapping Software, Golden Software, LLC.

На основании картограмм определяются участки, требующие более детальной гамма-съемки для поиска локальных источников излучения. Детальная съемка производится по угащенной сетке, при этом измерения проводятся на высоте 10 и 50 см от поверхности (при необходимости используются коллимированные детекторы). Пример картограммы распределения мощности дозы гамма-излучения на высоте 1 м над поверхностью консервирующего слоя в модуле А-1 ПЗРО «Подлесный» приведен на рис. 5 цветной вкладки.

Кроме гамма-сканирования на первом этапе неинвазивных исследований иногда необходимо проводить измерение потоков бета-частиц, а в отдельных случаях – и нейтронов. Например, во время обследования ПЗРО «Подлесный» в модуле Б-1 были обнаружены частично выходящие на поверхность модуля контейнеры и другие конструкции, являющиеся источниками больших доз гамма-излучения (рис. 9). Дополнительное исследование нейтронных потоков позволило выявить объекты, возможно, содержащие топливные материалы и подлежащие дальнейшему лабораторному исследованию.



Рис. 9. Измерение нейтронных потоков на поверхности модуля Б-1 [3]

Инвазивные методы

К сожалению, получить необходимую информацию о радиоактивности материалов содержащихся в исследуемом объекте, без нарушения целостности изолирующих барьеров в настоящее время невозможно.

В геологической практике известны исследования следующих видов вскрышных пород: шурфов, расчисток, закопшек (табл. 6) [12].

Таблица 6. Виды, глубина и назначение горных выработок при инженерно-геологических изысканиях

Вид горных выработок	Максимальная глубина выработки, м	Условия применения в геологической практике
Закопушки	0,6	Для вскрытия грунтов при мощности перекрывающих отложений не более 0,5 м
Расчистки	1,5	Для вскрытия грунтов на склонах при мощности перекрывающих отложений не более 1 м
Канавы	3,0	Для вскрытия крутопадающих слоев грунтов при мощности перекрывающих отложений не более 2,5 м
Траншеи	6,0	
Шурфы и дудки	20	Для вскрытия грунтов, залегающих горизонтально
Скважины	То же	Определяются программой изысканий

Как видно из табл. 6, инвазивные методы исследования по глубине вторжения можно разделить на две группы: поверхностные, предусматривающие вскрытие покрывающих изолирующих слоев грунта, и глубокие, вторгающиеся непосредственно в слой захоронения.

Выполнение поверхностных горных выработок при исследовании объектов захоронения РАО осуществляется с целью уточнения контуров захоронения, характеристики изолирующих слоев, поиска объектов с высоким уровнем активности, уточнения распределения радиоактивных материалов в захоронении и планирования глубокого бурения (определения точек глубоких скважин).

Шпуровая гамма-съемка. Разведочные шурфы

Ослабления влияния консервирующих (покрывающих) слоев грунта на результаты гамма-съемки можно добиться с помощью *шпуровой*¹ *гамма-съемки*. Применение этого метода в исследовании объектов захоронения РАО позволяет исключить или существенно ослабить поглощение измеряемого излучения поверхностными слоями.

Выбор способа проходки шпуров определяется характером изолирующих инженерных барьеров конкретного объекта. На объектах с грунтовой изоляцией (ПВЛРО) можно использовать ручной бурильный инструмент, на объектах, где имеется слой бетонной заливки, применяются механические буровые инструменты (рис. 10–14). Следует подчеркнуть, что на этом этапе не производится вторжение в тело захоронения, а шпуров служат только для уменьшения влияния изолирующих грунтов на измерения.

¹ ШПУР (нем. Spur) — цилиндрическая горная выработка диаметром до 75 мм и глубиной до 5 м, образуемая в результате бурения. Для бурения шпуров применяют электросверла, бурильные молотки и другие легкие бурильные машины. Шпуров различаются по глубине на мелкие (до 1,5 м), средние (1,5–2,5 м) и глубокие (свыше 2,5 м), по направлению — на горизонтальные, вертикальные и наклонные.



Рис. 10. Комплект ручных буров геолога



Рис. 11. Шарошечная буровая головка



Рис. 12. Установка алмазного бурения «Husqvarna DM 220» и стойка DS 250



Рис. 13. Бензобур «STIHL BT 45»



Рис. 14. Перфоратор «Hitachi DH40MRY»

В зависимости от целей поверхностного бурения определяется выбор сети шпуровой съемки. Так, для общей характеристики объекта, уточнения параметров поверхностной изоляции расстояние между профилями основной сети должно быть *не больше* 0,9 длины захоронения, а расстояние между шпурами на профиле – не более 0,5 его ширины. Для выбора точек глубокого бурения локализация шпуров выбирается с учетом исторических данных и результатов магнитной, георадарной съемок по возможности в виде регулярной сети.

Для ориентировочных оценок частоты размещения поверхностных шпуров можно применять параметры, используемые в геологической разведке (табл. 7).

Таблица 7. Рекомендуемые размеры съемочной сети для шпуровой гамма-съемки [32]

Масштаб съемки	Расстояние между профилями, м	Расстояние между шпурами по профилю, м
1 : 25 000	250–200	20–10
1 : 10 000	100	20–10
1 : 5000	50	10–5
1 : 2000	25–20	5–2
1 : 1000	10	2–1

Для исследования объектов захоронения РАО съемочная сеть устанавливается наименьшая, но с учетом предполагаемых размеров захороненных объектов.

Глубина шпуров зависит от толщины консервирующего слоя, а диаметр скважин – от размеров датчика, применяемого для гамма-съемки. Если консервирующий слой представлен мягкими сыпучими грунтами, рекомендуется оборудовать скважины пластиковыми обсадными трубами, которые после выполнения измерений могут быть извлечены и использованы повторно.

В каждой поверхностной скважине (шпуре) производятся каротажные измерения гамма-излучения (через каждые 0,2–0,5 м глубины скважины). Диаметр скважины определяется в зависимости от бурового оборудования и размеров детектора прибора. Рекомендуемый размер – 90–120 мм. По результатам съемки также строится картограмма изолиний, с учетом которой выбираются точки бурения глубоких скважин и скважины для проведения нейтронных измерений (рис. 6–8 цветной вкладки).

Разведочные шурфы

Для уточнения информации, полученной с помощью магнитометрии, георадара, и гамма-съемки, а также для проверки имеющихся исторических данных о конструкции объекта иногда целесообразно произвести ряд разведочных шурфов через верхний (консервирующий) слой покрытия ПЗРО. Такие исследовательские шурфы могут помочь при установлении деталей конструкции объекта, наличия упаковок (контейнеров) РАО. В шурфах выполняется обязательный гамма-каротаж (как по глубине, так и по площадке шурфа), при необходимости – отбор проб на лабораторный анализ.

Так, при обследовании ПЗРО «3-я очередь ЧАЭС», нами было произведено 7 шурфов, при этом использовались имеющиеся провалы консервирующего слоя грунта. Три шурфа позволили уточнить расположение стен каньонов, полученное ранее по результатам магнитной съемки (рис. 15–18).



Рис. 15. Расположение шурфов на поверхности ПЗРО



Рис. 16. Шурф №1 (ПК 55). Вид сверху на раскопанную стену и провал, в котором видны контейнеры.



Рис. 17. Шурф № 5. Вид сбоку



Рис. 18. Шурф № 5. Вид сверху

Кроме того, шурфы подтвердили наличие контейнерных захоронений в ПЗРО и некоторые данные по характеристике контейнеров. Так, с помощью шурфов были подтверждены характеристики верхнего консервирующего слоя ПЗРО.

При обнаружении повышенных уровней гамма-излучения для локализации точечных источников в шурфах можно использовать гамма-визор. При исследованиях ПЗРО «3-я очередь ЧАЭС» в некоторых шурфах были выполнены съемки гамма-визором «Cartogam 50-EM71267» производства фирмы «Canberra Packard» (рис. 19, рис. 9 цветной вкладки).

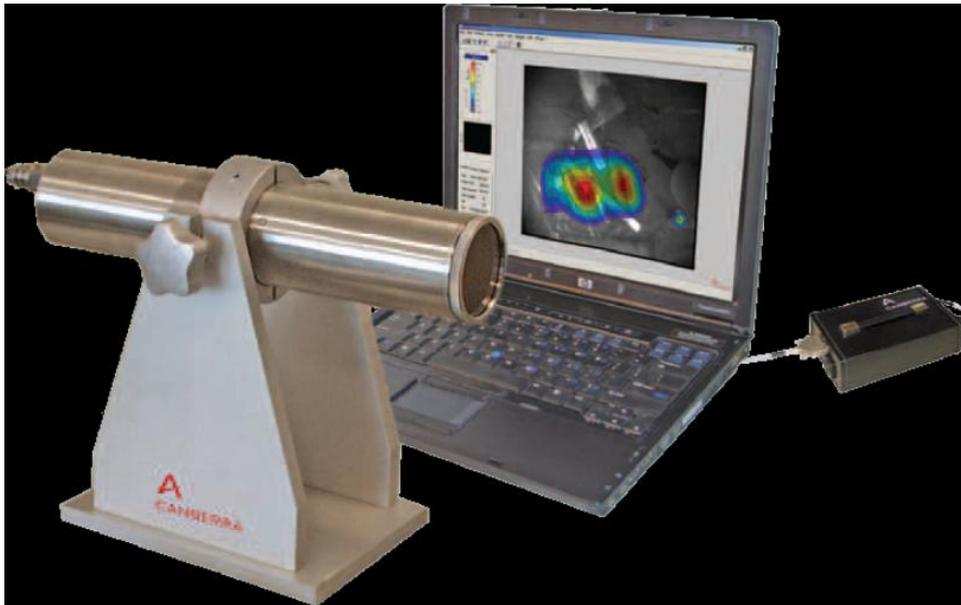


Рис. 19. Гамма-визор «Cartogam 50-EM71267» производства фирмы «Canberra Packard»

Глубокое бурение с вторжением в тело основного захоронения РАО

С помощью щадящих методов исследования можно получить большой объем информации о состоянии объекта захоронения РАО без существенного нарушения существующих инженерных защитных барьеров. Однако получение основной информации о содержащихся в объекте РАО, которая необходима для оценки состояния безопасности объекта, возможно только путем прямых измерений и отбора проб с последующим лабораторным анализом.

Глубокое бурение должно производиться по специальной программе, в которой обоснованы точки локализации скважин, выбор способа бурения, конструкция скважин, порядок отбора и хранения керна, ликвидационный тампонаж скважин и мероприятия по обеспечению радиационной безопасности (в том числе сбор и утилизация образующихся РАО).

Виды бурения

В геологической практике применяются различные способы бурения (табл. 8). Для целей исследования объектов РАО планируемые способы бурения скважин должны обеспечивать высокую эффективность бурения, необходимую точность установления границ между слоями грунтов (не допуская их перемешивания), возможность изучения состава, состояния и свойств грунтов, их текстурных особенностей и условий залегания. Особое внимание при выборе способа бурения следует обратить на возможность качественного отбора и сохранения керна скважин. Например, применение шнекового бурения не всегда приемлемо вследствие возможных ошибок при описании разреза и невысокой точности фиксации контакта между слоями (0,50–0,75 м и более). Конкретный выбор метода буровых работ должен обосновываться для каждого объекта исходя из его индивидуальных особенностей и анализа информации, которую необходимо получить.

Таблица 8. Способы и разновидности бурения скважин при инженерно-геологических изысканиях [12]

Способ бурения	Разновидность способа бурения	Диаметр бурения (по диаметру обсадных труб), мм	Виды и характеристика грунтов, в которых выполняется бурение
Колонковый	С промывкой водой	34–146	Скальные неветрелые (монокристаллические) и слабоветрелые (трещиноватые)
	С промывкой глинистым раствором	73–146	Скальные слабоветрелые (трещиноватые); ветрелые и сильноветрелые (рухляки); крупнообломочные; песчаные; глинистые
	С продувкой воздухом (охлажденным при проходке мерзлых грунтов)	73–146	Скальные неветрелые (монокристаллические) и слабоветрелые (трещиноватые), необводненные, а также в мерзлом состоянии; дисперсные, твердомерзлые и пластично-мерзлые
	С промывкой солевыми и охлажденными растворами	73–146	Все виды грунтов в мерзлом состоянии
	С призабойной циркуляцией промывочной жидкости	89–146	Скальные ветрелые и сильно-ветрелые (рухляки), обводненные, глинистые
	Всухую	89–219	Скальные ветрелые и сильно-ветрелые (рухляки), песчаные и глинистые необводненные и слабо-обводненные, твердомерзлые и пластично-мерзлые
Ударно-канатный кольцевым забоем	Забивной	108–325	Песчаные и глинистые необводненные и слабо-обводненные, пластично-мерзлые
	Клюющий	89–168	Глинистые слабообводненные
Ударно-канатный сплошным забоем	С применением долот и желонки	127–325	Крупнообломочные; песчаные обводненные и слабообводненные
Вибрационный	С применением вибратора или вибромолота	89–168	Песчаные и глинистые обводненные и слабообводненные
Шнековый	Рейсовый кольцевым забоем	146–273	Крупнообломочные; песчаные, глинистые слабообводненные и обводненные
	Поточное	108–273	Крупнообломочные, песчаные, глинистые слабообводненные и обводненные

Проектирование буровых работ

Работы по проведению бурения глубоких скважин на объекте захоронения РАО состоят из следующих этапов:

- определение точек бурения, выбор способа бурения и необходимого оборудования;
- организация работ в соответствии с принципами ALARA, в том числе обеспечение радиационной безопасности;
- проходка скважин, отбор керна, его измерение и описание, отбор проб для лабораторного исследования, видеосъемка, оборудование скважин обсадными трубами;
- проведение гамма- и нейтронного каротажей;
- тампонаж скважин.

План размещения скважин и их количество определяются общей программой исследования объекта. Основные задачи бурения состоят в следующем:

- получение возможно более точных количественных оценок содержания радионуклидов в хранилище. Данные о содержании топливных материалов;
- определение пространственного распределения РАО в объеме хранилища (отдельных каньонах, модулях), в том числе структуры слоев разреза захороненных материалов, структура расположения контейнеров (упаковок) в целом по модулю. Наличие пустот. Распределение контейнеров по уровню активности;
- получение информации о характере (составе, свойствах, текущем состоянии и т. д.) захороненных РАО;
- информация о состоянии собственно хранилища (наличие влаги, состояние основания).

Знание структурных особенностей распределения радиоактивных материалов в объеме объекта крайне важно для оценки суммарной активности в объекте. Возможны два подхода при определении сети исследовательских скважин:

1. Регулярная сеть – равномерное распределение скважин по объему хранилища: чем чаще сеть, тем точнее получаемая информация. Проектирование такой сети определяется практически только геометрическими параметрами объекта и финансовыми ресурсами.

2. Нерегулярная сеть – расположение скважин основывается на анализе исторической информации и результатах предыдущих исследований (включая поверхностное бурение).

В первом случае точки бурения определяются согласно координатам разбивочной сети объекта. В качестве ориентира могут быть использованы рекомендации для геофизических изысканий, учитывающие распределения компонента поиска в геологической среде (табл. 9).

Таблица 9. Рекомендуемое расстояние между пробами в зависимости от характера распределения в руде ценного компонента [30]

Распределение, коэффициент вариации V	Расстояние между пробами, м
Неравномерное, $V < 100\%$	4,0–2,5
Весьма неравномерное, $V = 100–200\%$	2,5–1,5
Крайне неравномерное, $V > 200\%$	1,5–1,0

Однако при достаточно большой площади объекта создание такой частой буровой сети требует очень больших затрат. Поэтому на практике используется нерегулярная сеть точек бурения скважин.

При проектировании нерегулярной сети исследовательских скважин анализируются имеющиеся сведения (исторические данные) о характере загрузки объекта радиоактивными отходами и возможном их расположении в конкретном объеме объекта (каньоне, модуле). Изучается и сопоставляется с историческими данными информация, полученная на предыдущих этапах работы. Точки бурения каждой скважины выбираются там, где возможно вскрытие наиболее активных и представительных материалов или предполагается возможность получения наиболее полного представления о распределении радиоактивных отходов в исследуемом объеме. Расположение точек пробоотбора в этом случае определяется морфологическим составом РАО, условиями их залегания и анизотропией распределения наиболее активных компонентов.

Так, например, при выборе точек для глубоких скважин при проведении исследований ПЗРО «3-я очередь ЧАЭС» были использованы данные магнитометрической съемки (определены участки, содержащие наибольшие массы металла, в предположении, что это контейнеры с РАО), результаты гамма- и нейтронного каротажа поверхностных скважин и результаты разведочных шурфов. По итогам анализа выбрали 7 точек для выполнения глубоких скважин [4, 6]. Таким образом были получены данные, подтверждающие наличие топливных материалов в захоронении.

Статистическая оценка достоверности результатов пробоотбора в случае нерегулярной сети скважин (проб) чрезвычайно затруднительна ввиду крайне высокой вариабельности распределения возможного содержания радионуклидов и морфологических свойств радиоактивных отходов.

Использование геологических приемов также может быть только ориентировочным, поскольку вариабельность распределения РАО в объекте, как правило, гораздо выше, чем вариабельность природных рудных тел. Например, при опробовании рудных тел с этой целью используется формула:

$$n=(t \cdot V/p)^2,$$

где n – количество проб (скважин), обеспечивающее погрешность оценки среднего содержания не более $\pm p$ при доверительной вероятности, определяемой коэффициентом t ; V – коэффициент вариации. Значение коэффициента вариации при исследовательских работах на объектах РАО до начала работ большей частью неизвестно. В первом приближении этот коэффициент может быть приблизительно оценен по результатам исследования керна первой пробуренной в объекте скважины.

Выбор способов бурения

Способ бурения скважин определяется свойствами грунтов, которые необходимо пройти скважиной, назначением и глубиной скважины, а также условиями производства работ (радиационной обстановкой, доступом к точке бурения и возможностями использования бурового оборудования) [28].

Опыт бурения скважин при исследовании захоронений РАО показывает высокую сложность среды бурения (полиморфность состава среды). Как правило, захоронение содержит металлические изделия, обломки армированных железобетонных конструкций, пустоты и слабо закрепленные в породе металлоизделия [6]. Таким образом, способ бурения должен обеспечить проходку скважины в грунтах I–VI категорий, а также металла. Одной из основных целей бурения на объекте захоронения РАО являются получение информации о геологическом разрезе и слагающих породах, отбор проб для лабораторного анализа, т. е. способ бурения должен обеспечивать

получение качественного керна, пригодного для геологического описания слоев и отбора проб. Диаметр и глубина скважины зависят от размеров детектора измерительных приборов и от общей глубины захоронения. И, наконец, способ бурения должен использовать мобильное, по возможности малогабаритное оборудование, обеспечивающее бурение в труднодоступных (стесненных) условиях и возможность дезактивации.

Исходя из вышеизложенного, для исследований объектов РАО наиболее целесообразно применять колонково-вращательное бурение с шарошечным долотом – при прохождении слоев покрывающих тело захоронения; с алмазными коронками – при прохождении тела захоронения, содержащего металлические контейнеры и обломки строительных конструкций.

В целях предотвращения образования жидких РАО при бурении предпочтительен «сухой» способ, однако на объектах, содержащих сильно армированные железобетонные конструкции и металлические контейнеры, приходится использовать охлаждающие растворы. В таких случаях в проекте работ следует предусмотреть сбор и последующее кондиционирование жидких отходов (иногда промывочную буровую жидкость целесообразно отобрать для лабораторного исследования).

Конструкция скважин для исследования объекта РАО

Проект конструкции скважин должен учитывать физико-механические свойства материалов, слагающих тело захоронения, наличие пористых и неустойчивых интервалов, конечный диаметр бурения и требуемую глубину бурения. Конструкция скважины влияет на все виды работ, входящих в процесс бурения, и определяет их стоимость и качественное выполнение задания.

Конструкция скважины должна обеспечивать:

- извлечение керна для отбора проб для лабораторного анализа;
- возможность проведения каротажей (гамма-, нейтронных)
- возможность видеосъемки.

Для выполнения каротажных работ рекомендуется принимать во внимание диаметр скважины, обеспечивающий прохождение измерительной части применяемых приборов – детектора (например для МКС – как минимум, 85 мм, для нейтронного детектора CRAD¹ – 120 мм). Глубина скважин принимается на всю глубину тела захоронения (обычно 6–7 м, до 10 м).

С учетом рекомендаций геологической практики [12, 33] для проходки тела захоронения, представленного бетонированной массой отходов (металлических контейнеров), проходку необходимо вести колонковым способом. Предпочтительным методом является бурение «всухую», в качестве бурового снаряда нужно использовать колонковые трубы длиной 1,5 м и диаметром от 108 до 127 мм с твердосплавными или алмазными коронками. Бурение обычно ведется укороченными рейсами² (длина рейса колеблется от 1 до 2,5 м). При наличии верхнего (консервирующего) слоя, представленного глинистыми или смешанными грунтами, необходимо предусматривать оборудование скважин обсадными трубами. Оборудование скважин обсадными трубами

¹ Нейтронный детектор, разработанный Лос-Аламосской лабораторией для проведения исследований наличия ДМ в объектах захоронения ЧЗО.

² Рейс бурения – комплекс основных и вспомогательных работ по разовой углубке скважины одним породоразрушающим инструментом, начиная от подготовки бурового снаряда к спуску в скважину и кончая заключительными работами после его подъема. Рейс характеризуется длиной (величиной углубки скважины в метрах), зависящей от стойкости породоразрушающего инструмента.

на всю глубину выполняется также при необходимости сохранения скважин на длительный срок (проведение дополнительных измерений).

Если позволяет материал, слагающий тело захоронения (пройденные породы), то после извлечения керна целесообразно выполнить видеосъемку с помощью любых веб-камер-эндоскопов, например видеоэндоскопа «NTS 200 Crazyfire» или эндоскопа «XinRay».

Оборудование для бурения

В настоящее время имеется широкий выбор оборудования для производства буровых работ. Для бурения исследовательских скважин на объектах захоронения РАО целесообразно использовать компактное мобильное оборудование с возможностью его дезактивации.

Так, Чернобыльским центром при проведении работ в 2015–2016 гг. использовались буровой станок «HILTI DD-250E» (рис. 21, 22) и автомобильная буровая установка УГБ–1ВС (рис. 24). Можно рекомендовать установку «Figaro Maschine FM T400 EuroDrill» (Германия), а также малогабаритную буровую установку МБА-90 (<http://geoteh.com.ua/geo/burovieustanovki>).

Отбор керна, обусловленный задачами исследования, определяет требования к буровому инструменту. При бурении должно быть обеспечено сохранение как наружного диаметра скважины, так и внутреннего кернаобразующего диаметра, поскольку любое изменение диаметра керна в процессе бурения делает проблематичными сохранение его целостности, отрыв от забоя и извлечение на поверхность. Поэтому используемые бурильные головки должны обеспечивать возможность применения кернаприемного устройства. Простейшее кернаприемное устройство устанавливается непосредственно над бурильной головкой (коронкой) и состоит из колонковой трубы, выполняющей одновременно функцию корпуса, и переходника для присоединения к бурильному инструменту (рис. 20). Такие инструменты широко применяют при бурении структурно-поисковых скважин малого диаметра от 36 до 151 мм [19]. Коронки, предназначенные для выбуривания керна, должны быть твердосплавными или алмазными. Выбуренный керн размещается в колонковой трубе. Керн отрывается от забоя и удерживается в колонковой трубе при подъеме инструмента внутренним конусом коронки. В связи с малыми глубинами скважин на объектах РАО их проходка может быть произведена за 1–2 рейса и выполняться без промывочного раствора. При необходимости использования буровых растворов должен быть предусмотрен их сбор и последующая утилизация.

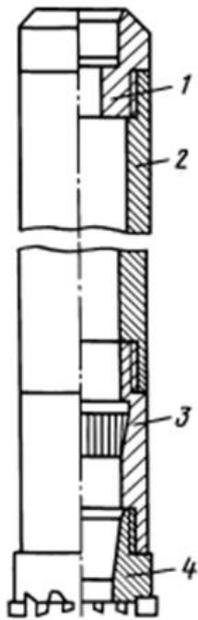


Рис. 20. Простейший колонковый снаряд для отбора керна.
Состоит из коронки (4), кернорвателя (3), колонковой трубы (2) и переходника (1)



Рис. 21. Буровые работы на объекте ПВЛРО «300 м от объекта «Укрытие».
Установка бурового станка «Hilti DD-250E»



Рис. 22. На фото слева – скважина X10: хорошо виден слой специального бетона. На фото справа – бетонный керн, извлеченный из скважины [4]

Для выполнения глубоких скважин (6–10 м) может потребоваться применение более сложных буровых установок. При выборе оборудования для бурения следует отдавать предпочтение доступным в Украине буровым установкам серийного производства типа «Сугомак М-200», «Figaro Maschine FM T400», DD 350–CA, ДД WMS 100 или подобным (рис. 23).



Рис. 23. Передвижные буровые установки. На фото слева – передвижной малогабаритный буровой станок «Сугомак М-200», на фото справа – многофункциональная буровая установка «Figaro Maschine FM T400»

При возможности организации хорошего доступа к месту бурения могут быть использованы буровые установки на автомобильном шасси типа УГБ-1ВС (рис. 24).



Рис. 24. Бурение глубоких скважин на ПЗРО «3-я очередь ЧАЭС». На фото слева – буровая установка УГБ-1ВС на точке бурения, на фото справа – образец металлоизделий, извлеченных из скважины при бурении

Опыт бурения скважин при исследовании захоронений РАО говорит о высокой сложности проведения работ. В процессе проходки бур часто заклинивается, может сильно изменять направление бурения, что вызывает необходимость повторного бурения новой скважины. Так, например, при выполнении скважин на захоронениях ЧЗО отмечались случаи потери бурового инструмента [2], а при бурении скважин на объекте «Укрытие» наблюдались случаи значительного изменения направления (одна из скважин, вероятно, из-за отжатия арматурой железобетонной конструкции, изменила направление на 12° [35].

Отбор и хранение кернового материала

Обращение с кернами из исследовательских скважин объекта РАО требует особого внимания. **Образцы керна и грунтов являются основным первичным материалом, характеризующим разрез исследуемого объекта.** КERN используется для определения

радионуклидного и вещественного состава, структуры и вида слагающих захоронение материалов, условий их залегания, физических и физико-химических свойств. Поэтому очень важным является соблюдение общепринятых правил при отборе, маркировании и хранении кернового материала. В настоящих рекомендациях приведены некоторые общие требования к обращению с кернами, принятые в геологической практике и изложенные в ряде документов [12, 25, 28, 31].

Извлечение керна из бурового снаряда осуществляется работниками буровой бригады в присутствии специалиста, ответственного за проведение исследований, и дозиметриста. КERN извлекают как можно более аккуратно без нарушения его ориентации с обязательной фиксацией глубины отбора керна в скважине. Первичное стратиграфическое описание структуры керна и дозиметрический контроль осуществляются сразу после его извлечения.

Поднятый кERN укладывают в специальные керновые ящики. Ящики изготавливают из дерева. Они разделены на продольные секции шириной чуть более диаметра керна с пятью (для керна $d = 80\text{ мм}$), четырьмя (для керна $d = 100\text{ мм}$) или шестью (для керна $d = 60\text{ мм}$). Длина такого ящика 1 м. После заполнения ящик закрывается крышкой (рис. 25). Кроме деревянных ящиков, используются также картонные коробки, изготавливаемые промышленностью состоящие из двух секций длиной по 1 м или пластиковые пеналы.



Рис. 25. На фото слева – укладка керна в пластиковые трубы и ящики, на фото справа – ящики, выпускаемые промышленностью

КERN укладывается последовательно (слева направо) в порядке возрастания глубины скважины в строгом соответствии с его положением в колонковой трубе (укладка «в строчку»). Уложенный кERN снабжают этикеткой, по высоте и ширине соответствующей размерам ячейки ящика (80:80, 100:100, 60:60 мм). Этикетка (бирка) составляется в двух экземплярах: первая помещается в начале интервала отбора керна, вторая – в конце. Надписи на этикетках должны быть выполнены шариковой ручкой, водостойким фломастером или маркером. Нельзя делать записи на бумаге, картоне, щепках, ткани и других подручных материалах.

На этикетке указываются:

- название объекта (площадки);
- номер скважины;
- номер керна (его начало, продолжение, конец керна);
- интервал отбора керна;
- проходка (метры);
- выход (вынос) керна (метры, %);

- минимальная, максимальная мощность экспозиционной дозы (МЭД) гамма-излучения.

Все ящики нумеруются и маркируются. Подписи делают на торцевых и лицевой сторонах ящика, а также на его крышке. Все операции по извлечению керна, его описанию, укладке и этикетированию выполняются под контролем дозиметриста и специалиста от организации, ответственного за проведение буровых работ. Хранение ящиков с керном производится в соответствии с требованиями радиационной безопасности. При необходимости, предусматривается локальное экранирование, а если нужно, то обеспечивается дистанционное помещение отдельного керна или всего ящика в соответствующий защитный контейнер.

Правильный отбор керна и организация его хранения обеспечивает возможность полноценного отбора проб и проведение лабораторных исследований. Анализ структуры керна дает возможность определить строение захоронения, оценить пространственное распределение радиоактивности в объекте для последующей оценки содержания радиоактивных материалов в объекте.

Ликвидационный тампонаж скважин

После выполнения всех необходимых работ, связанных с использованием пробуренных скважин, производится их ликвидация. Если надзорными органами не установлены другие требования, тампонаж скважин выполняют тампонажным портландцементом (бездобавочным) с водоцементным отношением (отношением массового количества воды к массовому количеству цемента) 0,4–0,5 на всю глубину. Обсадная труба оставляется на месте.

Исследования состояния строительных конструкций объекта и его инженерных барьеров

Для выполнения анализа безопасности объекта захоронения РАО необходимы характеристика и оценка состояния его инженерных барьеров. Как было отмечено выше, в ЧЗО имеются два основных вида объектов захоронения РАО: объекты, в которых инженерные барьеры представлены только грунтовой изоляцией – изолирующими слоями глины и покрывающим защитным слоем почвогрунта (ПВЛРО), и объекты, в которых предусмотрено использование специальных строительных конструкций (ПЗРО).

Обследование инженерных барьеров объектов, не имеющих строительных конструкций

Оценка инженерного состояния объекта производится визуальным и геофизическими методами.

При визуальном обследовании оцениваются техническое состояние покрытия объекта, наличие провалов, промоин, состояние травяного покрова, наличие и состояние физической защиты объекта, в том числе наличие границ, вынесенных на местность предупреждающих плакатов и знаков.

С помощью шпуров или шурфов, как описано выше, оцениваются литологическая характеристика изолирующих слоев, мощность и глубина залегания. С помощью бурения устанавливаются наличие и характеристики подстилающих изолирующих слоев. При необходимости определяется коэффициент фильтрации грунтов (глин), представляющих барьеры (по отдельной методике).

Оценка состояния строительных конструкций

Обследование технического состояния строительных конструкций зданий и сооружений производится в соответствии с требованиями норм и правил [14]. Обследование строительных конструкций объектов захоронения РАО проводится обычно в три этапа [24]:

- подготовка к проведению обследования;
- предварительное (визуальное) обследование;
- детальное (инструментальное) обследование.

При визуальном обследовании строительных конструкций объекта:

- оценивается соответствие проекта фактическому состоянию конструкций и их элементов;
- выявляются видимые дефекты, повреждения и деформации конструкций (трещины, сколы и другие механические повреждения);
- определяется наличие следов выщелачивания бетона, протечек и фильтрации воды;
- устанавливается наличие коррозии арматуры, повреждений гидроизоляции и других покрытий и т. п.

Оценка технического состояния объекта в целом производится по внешним признакам. Определяются наличие недоделок, некачественного выполнения работ при строительстве, приводящих к снижению несущей способности сооружения. Отдельно оцениваются фактические условия эксплуатации конструкций и их влияние на техническое состояние сооружения.

Визуальные признаки, характеризующие техническое состояние железобетонных строительных конструкций, указаны в табл. 10.

Таблица 10. Оценка визуальных признаков, характеризующих техническое состояние строительных конструкций

Техническое состояние конструкции	Дефекты и повреждения	Возможные причины появления	Возможные последствия
Нормальное	Волосяные трещины, не имеющие четкой ориентации, преимущественно на верхней поверхности	Усадка вследствие нарушения режима твердения бетона	На несущую способность не влияют, могут снизить долговечность
Удовлетворительное	Волосяные трещины вдоль арматуры, следы ржавчины на поверхности бетона	а) коррозия арматуры (слой коррозии до 0,5 мм) при утрате бетоном защитных свойств; б) начальная фаза разрушения бетона вследствие давления продуктов коррозии арматуры и нарушения сцепления с арматурой	а) снижение несущей способности примерно до 5%, возможное снижение долговечности; б) снижение несущей способности (степень снижения оценивается с учетом наличия дефектов и результатов расчетов)

Неудовлетворительное (непригодное к нормальной эксплуатации)	Повреждения арматуры и закладных деталей (надрезы, вырывы и т. п.) в сочетании с иными дефектами. Сколы бетона	Механическое воздействие	Снижение несущей способности пропорционально площади сечения
		Механическое воздействие	При расположении в сжатой зоне снижение несущей способности за счет уменьшения площади сечения
	Трещины вдоль арматурных стержней с шириной раскрытия до 3 мм. Явные следы коррозии арматуры	Коррозия арматуры	Снижение несущей способности в зависимости от уменьшения площади поперечного сечения арматуры
4. Аварийное	Нормальные трещины с шириной раскрытия более 0,4 – 0,5 мм. Относительные прогибы, превышающие нормируемые величины	Перегрузка конструкций, смещение арматуры относительно проектного положения при изготовлении	Степень опасности устанавливается в зависимости от наличия других дефектов и причин, которые вызвали повышенное раскрытие трещин

Изучается имеющаяся документация по эксплуатационному контролю, отмечается нарушение условий нормальной эксплуатации, например воздействий непроектных технологических и атмосферных вод на конструкции.

Производится осмотр наружной бетонной поверхности для выявления трещин, участков оголения и коррозии арматурных стержней. Обнаруженные дефекты анализируются с целью определения причин, вызвавших их появление [14]. Общее состояние объекта оценивается в соответствии с нормами (табл. 11).

Таблица 11. Оценки технического состояния конструкций и элементов

Техническое состояние конструкции	Характеристика состояния
Нормальное	Конструкция или элемент находятся в работоспособном состоянии. Отсутствуют дефекты и повреждения, препятствующие нормальной эксплуатации или снижающие несущую способность/долговечность
Удовлетворительное	Конструкции и элементы находятся в работоспособном состоянии. Имеются дефекты и повреждения, которые могут снизить долговечность конструкции. Необходимы мероприятия по обеспечению долговечности конструкции
Непригодное к нормальной эксплуатации	Конструкция перегружена или имеются дефекты, свидетельствующие о снижении ее несущей способности. На основании поверочных расчетов и анализа повреждений можно обеспечить целостность конструкции в процессе усиления
Аварийное	То же, что и в состоянии, непригодном к нормальной эксплуатации. Но на основании поверочных расчетов и анализа дефектов и повреждений нельзя гарантировать целостность конструкции в процессе усиления

При наличии земляной обваловки стеновых конструкций объекта производится ее вскрытие шурфами на всю высоту. Шурфы должны быть выполнены по осям стоек-колонн возле углов емкостей или на стыках конструкций. После вскрытия конструкции производится ее обследование в соответствии с нормами. Прочность бетона определяется в соответствии с требованиями стандартов [13, 15]. Определение параметров рабочего армирования выполняется магнитометрическим методом в соответствии с ДСТУ [17].

Обеспечение радиационной безопасности и техники безопасности. Отчетная документация

Работы по исследованию состояния объектов РАО относятся к категории особо сложных и радиационно опасных работ. Организация и проведение работ должны выполняться по специально разработанным программам, в которых подробно описываются порядок работ и меры по обеспечению безопасности. Оценка прогнозируемых индивидуальных доз персонала может быть выполнена с учетом методики, разработанной Институтом радиационной защиты МОЗ Украины для объекта «Укрытие» [22].

По окончании исследования результаты выполнения всех работ по объекту РАО сводятся в единый отчет. Отчет должен содержать следующие разделы:

1. Наименование объекта исследования.
2. Полное наименование организации исполнителя и его субподрядных организаций.
3. Заказчик работ.
4. Цели и задачи работ согласно техническому заданию.
5. Методы исследования
6. Полученные результаты по каждому методу.
7. Сводная характеристика объекта:
 - a. Общая характеристика захороненных отходов и их виды.
 - b. Оценка суммарной активности и содержания каждого радионуклида.
 - c. Удельная активность каждого радионуклида.
 - d. Распределение активности по объему объекта.
 - e. Оценка физико-химических свойств РАО, содержащихся в объекте.
 - f. Оценка состояния инженерных барьеров объекта:
8. Заключение с рекомендациями по дальнейшей эксплуатации (закрытию, ликвидации т. д.) объекта.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Barone P. M., Ferrara C.* You Can't Make An Omelette Without Breaking Some Eggs: In Which Way Can Non-Destructive And Destructive Techniques Coexist? // Proceedings of the 15-th International Conference on Ground Penetrating Radar. – Brussels, Belgium, Institute of Electrical and Electronics Engineers, Inc., 2014. – ISBN: 978-1-4799-6789-6.
2. *Bondarkov M. D. et al.* Final report on the Chornobyl Orphaned Fissionable Materials Investigation Project (Blanket Master Contract (BMC) No. 00126077 // Release No. 002 of September 16. – Slavutych: Chornobyl Center for Nuclear Safety, Radioactive Waste and Radioecology, 2015.
3. *Bondarkov M. D. et al.* Chornobyl Fissionable Materials Investigation. «Podlesny». Report on Construction and Suspected Materials Stored at the Podlesnyis Modules. – Slavutych, Chornobyl Center for Nuclear Safety, Radioactive Waste and Radioecology, 2016.
4. *Bondarkov M. D. et al.* Chornobyl Fissionable Materials Investigation. Stage 1. Non-Invasive Instrumental Investigations At The Sites Within Chornobyl Zone. Report on the Project // Blanket Master Contract (BMC) # 00126077/Release # 002 of September 16, 2014: Stage 1. – Slavutych: Chornobyl Center for Nuclear Safety, Radioactive Waste and Radioecology, 2015.

5. *Bondarkov M. D. et al.* Report on the results of investigations at RWDS «ChNPP stage 3» within the framework of Chornobyl Fissionable Materials Investigation Project // Interim Report, June 30, 2015. – Slavutyich: Chornobyl Center for Nuclear Safety, Radioactive Waste and Radioecology, 2015.
6. *Бондарьков М. Д. и др.* О результатах буровых работ и исследованиях поля нейтронного и гамма-излучения в скважинах на ПЗРО «3-я очередь ЧАЭС» в рамках проекта «Исследованиеделящихся материалов в Чернобыле»: отчет. – Славутич: ГНИУ «Чернобыльский центр», 2016.
7. *IAEA Safety assessment for facilities and activities. General safety requirements.* // IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 4 (Rev. 1). – Vienna, IAEA, 2016.
8. *Proceedings of the 15-th International Conference on Ground Penetrating Radar (GPR 2014).* – Brussels, Institute of Electrical and Electronics Engineers, Inc., 2014. – ISBN 978-1-4799-6789-6.
9. *Whitehead Nancy.* Oasis montaj 6.2. Mapping and Processing System. – Toronto: Geosoft Incorporated, 2006.
10. *Антропов В. М., Кумшаев С. Б., Скворцов В. В., Хабрика А. И.* Уточнения даних про радіоактивні відходи, розміщені у сховищах зони відчуження ЧАЕС // Бюлетень екологічного стану зони відчуження і зони безумовного (обов'язкового) відселення. – Т. 2 (24). – Чорнобиль: ДАЗВ, 2004. .
11. *Голубко Б. П., Панжин А. А.* Маркшейдерские работы при разработке месторождений открытым способом / Учебн. пособие. – Екатеринбург: УГГУ, 2005. – 155 с. – ISBN 5-8019-0069-1.
12. *Госстрой РФ.* СП 11–105–97. Инженерно-геологические изыскания для строительства. Ч. I. Общие правила производства работ. // Система нормативных документов в строительстве. Свод правил по инженерным изысканиям для строительства. – М.: Государственный комитет Российской Федерации по жилищной и строительной политике, 1997.
13. *ГОССТРОЙ СССР.* ГОСТ 18105–86 «Бетоны. Правила контроля прочности» // Стандарты по строительству. – М: Изд-во стандартов, 1986.
14. *Госстрой Украины.* Положение о безопасной и надежной эксплуатации производственных зданий и сооружений // Нормативные документы. Утверждены совместным приказом Госстроя Украины и Госнадзорохрантруда Украины от 21 ноября 1997 г. и от 30 марта 1998. – К.: Госстрой Украины, 1998.
15. *ГОСТ СССР.* ГОСТ 17624-87 «Бетоны. Ультразвуковой метод определения прочности» // Стандарты по строительству. – М.: Изд-во стандартов, 1987.
16. *ГОСТ СССР.* Средства измерений ионизирующих излучений. Термины и определения // Государственный стандарт 14337-78. – М.: Государственный комитет по стандартам Совета Министров СССР, 1985.
17. *Держбуд України.* Конструкції будинків і споруд. Конструкції залізобетонні. Магнітний метод визначення товщини захисного шару бетону і розташування арматури // ДСТУ Б В.2.6-4-95 (ГОСТ 22904-93) . – К.: Держбуд України, 1994.
18. *Ключников А. А. и др.* Объект «Укрытие»: 1986–2011. На пути к преобразованию. – Чернобыль: Институт проблем безопасности АЭС НАН Украины, 2011. – 287 с. – ISBN 978-966-02-5968-3.
19. *Косинова И. И., Богословский В. А., Бударина В. А.* Методы эколого-геохимических, эколого-геофизических исследований и рациональное недропользование / Учебн. пособие. – Воронеж: Воронежский государственный университет, 2004.
20. *Кошелев И. Н.* Магнитная разведка археологических памятников. [Электронный ресурс]. – Электронная библиотека портала «Археология России», 2005. Режим доступа: <http://www.archeologia.ru/User/redirect/Library/Book/14dc8c0aeabc>.
21. *Модин И. Н.* Электроразведка в технической и археологической геофизике: Автореф. дис. Д-ра техн. наук: 25.00.10/МГУ. – М., 2010. – 49 с.
22. *НИИ радиационной защиты Украины.* Порядок расчета доз текущего и потенциального облучения персонала при планировании и проектировании работ на ОУ. – К.: Комитет по вопросам гигиенического регламентирования МОЗ Украины., 2004.
23. *Новиков К. В.* Магниторазведка / Учебн. пособие. Ч. 1. – М., 2013.

24. *Осколков Б. Я., Хавкін А. Є. та ін.* Виконання послуг з виконання обґрунтування безпечного зберігання РАВ на майданчиках при експлуатації енергоблоків в надпроектний термін // Звіт за договором з ЮУАЕС. 1-ЧЦ/09. – Славутич: Чорнобильський центр з проблем ядерної безпеки, радіоактивних відходів та радіоекології, 2010.
25. *ПНИИИС.* Рекомендации по производству буровых работ при инженерно-геологических изысканиях для строительства. – М.: Стройиздат, 1970.
26. *Проскура Н. И., Шестопалов В. М., Зинкевич Л. И. и др.* Оценка эффективности внедрения в Украине новой схемы классификации радиоактивных отходов. // Ядерна та радіаційна безпека. – 2015. – Вип. 1. – С. 34-40.
27. *Пруткина М. И., Шашкин В. Л.* Справочник по радиометрической разведке и радиометрическому анализу. – М.: Энергоатомиздат, 1984. – Изд 2-е. – 168 с.
28. *Ребрик Б. М., Абрамов С. П., Цынский Б. В., куник Л. И. и др.* Рекомендации по выбору и эффективному применению способов бурения инженерно-геологических скважин в различных природных и геологических условиях // Производственный и научно-исследовательский институт по инженерным изысканиям в строительстве Госстроя СССР. – М.: Стройиздат, 1974.
29. *Ревякин П. С., Бродовой В. В., Ревякина Э. А.* Высокоточная магниторазведка. – М.: Недра, 1986. – 272 с.
30. *Рылов В. Г., Труфанов А. В.* Методика опробования месторождений полезных ископаемых / Учебн. пособие. – Ростов-на-Дону: Южный федеральный университет, 2013.
31. *Уткин И. Л. и др.* Инструктивные указания по отбору керна при колонковом бурении геологоразведочных скважин // Всесоюзный научно-исследовательский институт методики и техники разведки (ВИТР). – Л.: Недра, 1970.
32. *ФГУП «Геологоразведка».* Магнитометр портативный квантовый (модернизированный). ПКМ-1М: Руководство по эксплуатации. ГРПА.416632.001 РЭ. – СПб., 2001.
33. *ФГУП ПНИИИС.* Инженерно-геологические изыскания для строительства. Ч. VI. Правила производства геофизических исследований // Свод правил по инженерным изысканиям. СП 11-105-97. – М.: Госстрой России, 2004.
34. *Хмелевской В. К.* Геофизические методы исследования земной коры. – Дубна: Международный университет природы, общества и человека, 1999.
35. *Чечеров К. П. и др.* Исследовательские скважины объекта «Укрытие». Справочник . Т. 1 / МНТЦ «Укрытие». – Славутич: ЧАЭС, 1995.

МЕТОДИЧНІ РЕКОМЕНДАЦІЇ ЩОДО ХАРАКТЕРИЗАЦІЇ ЗАХОРОНЕНЬ РАДІОАКТИВНИХ ВІДХОДІВ У ЧОРНОБИЛЬСЬКІЙ ЗОНІ ВІДЧУЖЕННЯ

Б. Я. Осколков

ДНДУ «Чорнобильський центр з проблем ядерної безпеки, радіоактивних відходів та радіоекології», м. Славутич

У статті надано деякі методичні рекомендації щодо проведення робіт з обстеження та характеристики радіоактивних відходів (РАВ) в об'єктах Чорнобильської зони відчуження (пункти захоронення радіоактивних відходів (ПЗРВ) та пункти тимчасової локалізації радіоактивних відходів (ПТЛРВ)). Описано геофізичні та дозиметричні методи, які може бути використано для вирішення завдань щодо характеристики захоронень та оцінки РАВ, що містяться в них.

На підставі аналізу робіт, виконаних Чорнобильським центром у період 2014–2016 рр. щодо дослідження об'єктів захоронення РАВ, дано оцінки ефективності окремих методів для вивчення стану захоронень та рекомендації щодо обстеження об'єктів захоронення РАВ у Чорнобильській зоні відчуження (ЧЗВ).

Ключові слова: Чорнобильська зона відчуження, об'єкти захоронення РАВ, методи дослідження РАВ

METHODOLOGICAL RECOMMENDATIONS ON CHARACTERISATION OF RADIOACTIVE WASTE BURIALS IN THE CHERNOBYL EXCLUSION ZONE

B. Ya. Oskolkov

SSRI 'Chornobyl Center on Nuclear Safety, Radioactive Waste and Radioecology', Slavutych

Some methodological recommendations on work on survey and characterisation of radioactive waste (RAW) in the facilities of the Chernobyl Exclusion Zone (Radioactive Waste Disposal Sites (RWDS) and Radioactive Waste Temporary Storage Places (RWTSP)) are given in the article.

There is a description of the geophysical and dosimetry methods, which can be used for solving the tasks on characterisation of burials and assessment of RAW contained them.

On the basis of analysis of works, conducted by the Chornobyl Center in the period of 2014–2016 on study of RAW disposal facilities, the assessment of effectiveness of individual methods for study of the state of burials and recommendations on survey of RAW disposal facilities in the ChEZ are given.

Keywords: the Chernobyl Exclusion Zone, RAW disposal facilities, RAW survey methods

ДОСВІД ОБСТЕЖЕННЯ ОПРОМІНЕНИХ СТРИЖНІВ СИСТЕМИ УПРАВЛІННЯ ТА ЗАХИСТУ ЧОРНОБИЛЬСЬКОЇ АЕС

В. М. Глигало, А. М. Максименко, Є. В. Ларін, Д. М. Василевський

*ДНДУ «Чорнобильський центр з проблем ядерної безпеки, радіоактивних відходів
та радіоекології», м. Славутич*

У басейнах витримування (БВ) блоків №№1–3 ЧАЕС тимчасово зберігаються відпрацьовані стрижні системи управління і захисту (СУЗ) РВПК-1000, які віднесено до високоактивних довгомірних відходів (довгомірів). Загальна кількість зазначених виробів становить 911 одиниць. Передбачено механічну фрагментацію їх на лінії подрібнення довгомірів, розміщення фрагментів у металевих упаковках (бочках) та дальшу передачу упаковок у сховище на захоронення. Одним із критеріїв прийняття упаковок ВАВ у сховище є відсутність вільної рідини в упаковці. Оскільки після вилучення з реактора стрижні СУЗ тривалий час зберігалися у водному середовищі БВ, то не виключено можливість проникнення води в окремі компоненти стрижня. У роботі розглянуто можливі механізми розгерметизації стрижнів, запропоновано методи інструментального виявлення їх пошкоджених оболонок, а також критерії визначення потенційно негерметичних стрижнів. За результатами роботи розроблено методика технічного огляду стрижнів СУЗ для визначення можливості передачі їх на лінію подрібнення довгомірів.

Ключові слова: стрижні системи управління та захисту (СУЗ), довгоміри, методика технічного огляду стрижнів СУЗ

Вступ

Стрижні СУЗ виконують важливу функцію безпеки, тому їх спроектовано та виготовлено так, щоб усі їхні робочі характеристики зберігалися незмінними у жорстких умовах експлуатації. Разом із цим відомий випадок, коли під час роботи реактора на потужності один зі стрижнів СУЗ заклинило в каналі контуру охолодження СУЗ (1981 р., блок № 1 ЧАЕС). Причиною цього виявилось низькотемпературне радіаційне розпухання графітової вкладки ланки витискувача, що призвело до розтріскування вздовж її оболонки на довжині майже 300 мм. Хоча на етапі проектування РВПК явище радіаційного розпухання графіту було відомо [1], через невідомі причини зазначене руйнування все ж таки відбулося.

Надалі руйнування стрижнів СУЗ із заклиненням у каналі не спостерігалось, але менш тяжкі та, можливо, ще й досі невиявлені випадки порушення герметичності оболонок ланок витискувача внаслідок розпухання графітового вкладення не виключено. Також слід ураховувати, що стрижні СУЗ при переміщенні їх у БВ могли отримувати удари, які, не виключено, також були здатні спричинити розгерметизацію деяких оболонок. Ще одним гіпотетичним механізмом порушення герметичності оболонок є корозія металу в зоні зварних з'єднань на торцях ланки витискувача.

Проблема полягає у тому, що ще до направлення стрижня СУЗ на лінію подрібнення довгомірів (ЛПД) треба своєчасно провести діагностику та видалити воду з негерметичного стрижня, оскільки присутність вільної рідини в упаковках РАВ неприпустима [2–4].

Технічна документація заводу-виробника стрижнів СУЗ [5] гарантує герметичність прихованих порожнин стрижня за ОСТ. 95.10054-84, тому єдиною причиною потрапляння вільної рідини у приховану порожнину (ПП) стрижня є її розгерметизація. Відповідно критерієм відсутності води в порожнині ланки є цілісність її оболонки.

На етапі планування досліджень було розглянуто такі гіпотетичні сценарії розгерметизації стрижнів СУЗ:

1. Розрив оболонки внаслідок радіаційного розпухання графітового вкладення.
2. Міжкристалічна корозія з(МКК) варних швів.
3. Пошкодження оболонки при транспортно-технологічних операціях у БВ.

Радіаційне розпухання графіту

Відомо, що для запобігання вказаному ефекту науковий керівник проекту РВПК (Інститут атомної енергії ім. І. В. Курчатова) запровадив обмеження на максимальний флюенс нейтронів за весь період експлуатації стрижня СУЗ – не більш ніж 5×10^{21} н/см², що відображено у технічній документації заводу-виробника [5]. Проте через описаний вище випадок руйнування залишається підозра, що деякі стрижні СУЗ першого завантаження блока № 1 ЧАЕС (1977 р.), ймовірно, були виготовлені з відхиленнями від технології, а тому не виключено наявність шпарин на оболонках ланок витискувача, хоча, можливо, й не такі значні, як описано вище.

Міжкристалічна корозія зварних швів

Технічними умовами [5] заводу-виробника передбачено випробування стійкості матеріалу труб, прутків, зварного дроту та зварних з'єднань щодо міжкристалічної корозії на етапі вхідного контролю. Оскільки стрижні СУЗ роками контактували з водою як під час експлуатації, так і при зберіганні у БВ, то не виключено, що могли з'явитися хоча б деякі ознаки МКК, особливо на зварних швах кінцевих деталей. Але стовідсотковий капілярний контроль зварних швів одного випадково обраного стрижня СУЗ (ідентифікаційний номер Т-1090), проведений згідно з вимогами нормативних документів [6–8], не виявив ознак МКК або будь-яких інших дефектів зварних швів.

Пошкодження під час транспортно-технологічних операцій у басейні витримування

При переміщенні краном центрального залу (ЦЗ) стрижня СУЗ у каньйонах БВ можливі удари як об конструкції БВ, так і об інші стрижні. Якісний аналіз зазначених ситуацій дає підстави стверджувати, що транспортно-технологічні операції не можуть бути причиною пошкодження якоїсь значної кількості стрижнів СУЗ, оскільки:

- транспортно-технологічні операції у ЦЗ виконується досвідчений персонал за відповідними картами технологічного процесу з дотриманням вимог виробничої та експлуатаційно-технічної документації;
- оболонки ланок стрижнів СУЗ виконано з труби з товщиною стінки 2 мм, виготовленої з високоміцного алюмінієвого сплаву САВ-1Т [5].

З огляду на наявність документованих технологічних обмежень [9], високу культуру поводження зі стрижнями СУЗ на ЧАЕС, багаторічний досвід персоналу щодо виконання відповідних транспортно-технологічних операцій можна стверджувати, що всі переміщення стрижнів СУЗ у ЦЗ здійснюються на швидкостях, які виключають появу різких динамічних навантажень, не кажучи вже про ударні навантаження потрібної для пошкодження оболонки сили та жорсткості.

Аналіз усіх вищезазначених сценаріїв призвів до такого попереднього висновку: випадки розгерметизації оболонки витискувача стрижня СУЗ, при експлуатації в реакторі, а також при зберіганні у БВ можна оцінити як винятково рідкісні, малоймовірні. Відповідно наявність вільної рідини у скритих порожнинах стрижнів СУЗ – це також подія малоймовірна, виняткова.

Для підтвердження цього попереднього висновку треба було виконати інструментальні обстеження стану оболонок стрижнів СУЗ на предмет їхньої цілісності. Оскільки генеральна сукупність стрижнів становить понад 900 одиниць, а термін виконання науково-дослідної роботи обмежений, то обстеження можливе тільки для обмеженої кількості (вибірка) стрижнів СУЗ. При цьому важливо оцінювати репрезентативність отриманих результатів, тобто знати, наскільки точно результати вибіркового обстеження відображають статистичні характеристики генеральної сукупності.

Статистичний аналіз. Обґрунтування обсягу вибірки

При поводженні з опроміненими стрижнями СУЗ слід керуватися принципами радіаційної безпеки, зокрема ALARA, що спонукає до оптимального обмеження вибірки. При визначенні мінімально необхідної вибірки та виконанні статистичного аналізу застосовують наведені нижче стандартні статистичні методи [10–12].

Назвемо стрижень СУЗ негерметичним, якщо негерметичною є хоча б одна з ланок його витискувача. Розглянемо експеримент, у результаті якого з басейну витримки, де розміщено K герметичних і $(N-K)$ негерметичних стрижнів СУЗ, випадково та без повернення вилучено n стрижнів СУЗ. Яка ймовірність того, що у цій групі виявиться k герметичних і $(n-k)$ негерметичних стрижнів СУЗ? Позначимо таку подію A_k . Подібну задачу в дещо іншій інтерпретації було розв'язано в роботі [13], де показано, що зазначена ймовірність визначається гіпергеометричним розподілом:

$$P(A_k) = \frac{C_K^k \cdot C_{N-K}^{n-k}}{C_N^n} \quad (1)$$

У цьому співвідношенні літера C із відповідними індексами позначає так зване *кількість розміщень*. Загальна кількість різних наборів при виборі k елементів із n без повернення та без урахування порядку дорівнює *кількості розміщень* із n елементів по k елементів і становить:

$$C_n^k = \frac{A_n^k}{k!} = \frac{n!}{k!(n-k)!} \quad (2)$$

Співвідношення (1) дає змогу скласти та розв'язати більш складну задачу, яка точніше відображає реальну ситуацію, оскільки залежно від типу стрижня витискувач кожного стрижня має кілька герметичних ланок (у середньому п'ять). Розглянемо таку задачу: маємо N стрижнів СУЗ, у кожному з яких m ланок, причому k з них негерметичні. Яку мінімальну кількість X стрижнів СУЗ треба обстежити, щоб із наперед заданою вірогідністю P виявити хоча б одну негерметичну ланку?

Використаємо формулу (1) та запишемо ймовірність q того, що з БВ буде вилучено стрижень, усі ланки якого герметичні:

$$q = \frac{C_{N-m-k}^m \cdot C_{(N-m)-(N-m-k)}^0}{C_{N-m}^m} \quad (3)$$

Де:

C_{N-m}^m – кількість розміщень для m ланок обстеженого стрижня серед загальної чисельності ланок; C_{N-m-k}^m – число розміщень для m герметичних ланок обстеженого стрижня серед загальної чисельності герметичних ланок.

Зазначимо, що $C_{(N-m)-(N-m-k)}^0 = 1$ за визначенням. Підставимо співвідношення (2) у формулу (3). Отримаємо:

$$q = \frac{\frac{(N \cdot m - k)!}{m!(N \cdot m - k - m)!} \cdot 1}{\frac{(N \cdot m)!}{m!(N \cdot m - m)!}} = \frac{\prod_{i=N \cdot m - k}^{i=N \cdot m - k - m + 1} i}{\prod_{j=N \cdot m - m + 1}^{N \cdot m} j} \quad (4)$$

Таким чином, вірогідність p_x виявлення хоча б однієї негерметичної ланки при обстеженні X стрижнів дорівнює:

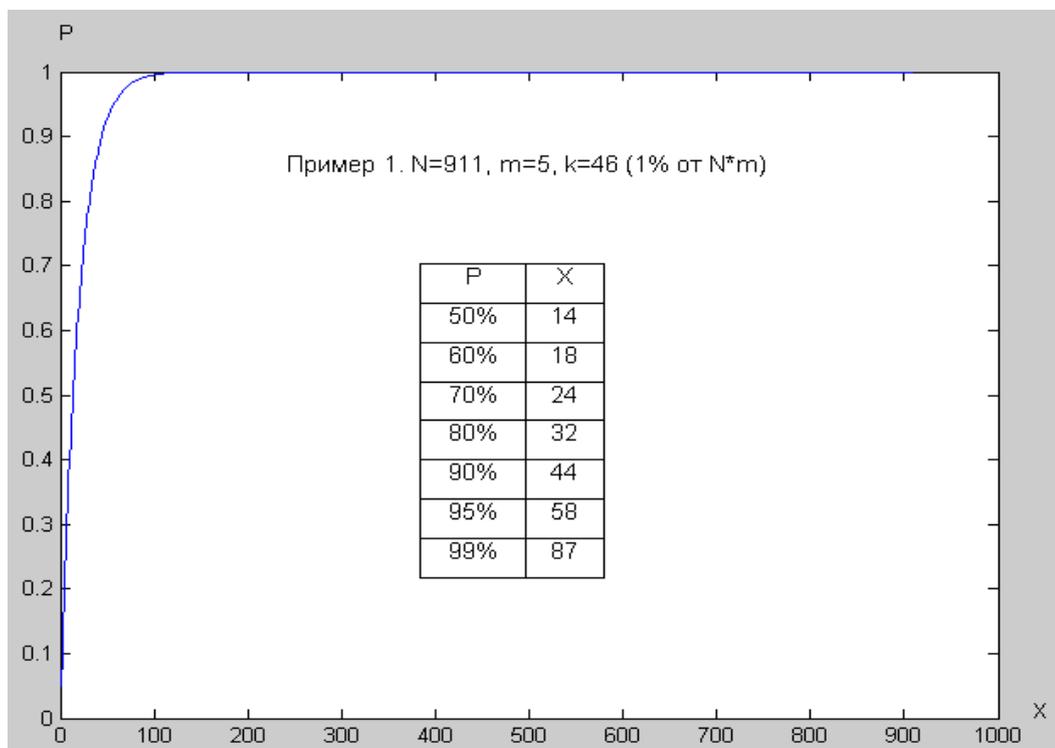
$$p_x = 1 - \prod_x^{z=1} q_z \quad (5)$$

z – це кількість стрижнів, вилучених із БВ. Зауважимо, що формула для p_x у вигляді (5) справедлива тільки для $z = 1$ (тобто для першого стрижня СУЗ, вилученого з БВ). У загальному випадку над позначкою \prod має стояти просто z . Зрозуміло, що після вилучення стрижня із БВ відповідно зменшується загальна кількість стрижнів, що залишаються у БВ, тому у формулі (4) треба замість N застосувати вираз $(N - z + 1)$, після чого формула (4) набуває такого вигляду:

$$q_z = \frac{\prod_{i=(N-z+1)m-k}^{i=(N-z+1)m-k-m+1} i}{\prod_{j=(N-z+1)m-m+1}^{(N-z+1)m} j} \quad (6)$$

Далі за формулою (5) здійснюють покрокове оцінювання вірогідності p_x , поступово збільшуючи кількість z стрижнів, які вилучають із БВ. Розрахунки із застосуванням співвідношень (5) та (6) проводять доти, доки розрахункове значення вірогідності p_x не досягне наперед заданого значення P . Мінімальна кількість $z_P = X_{min}$ стрижнів, при якій цієї умови було досягнуто, і є розв'язанням поставленої вище задачі.

На рис. 1 наведено приклади 1 та 7 із результатами комп'ютерного моделювання, виконаного із застосуванням створеного алгоритму.



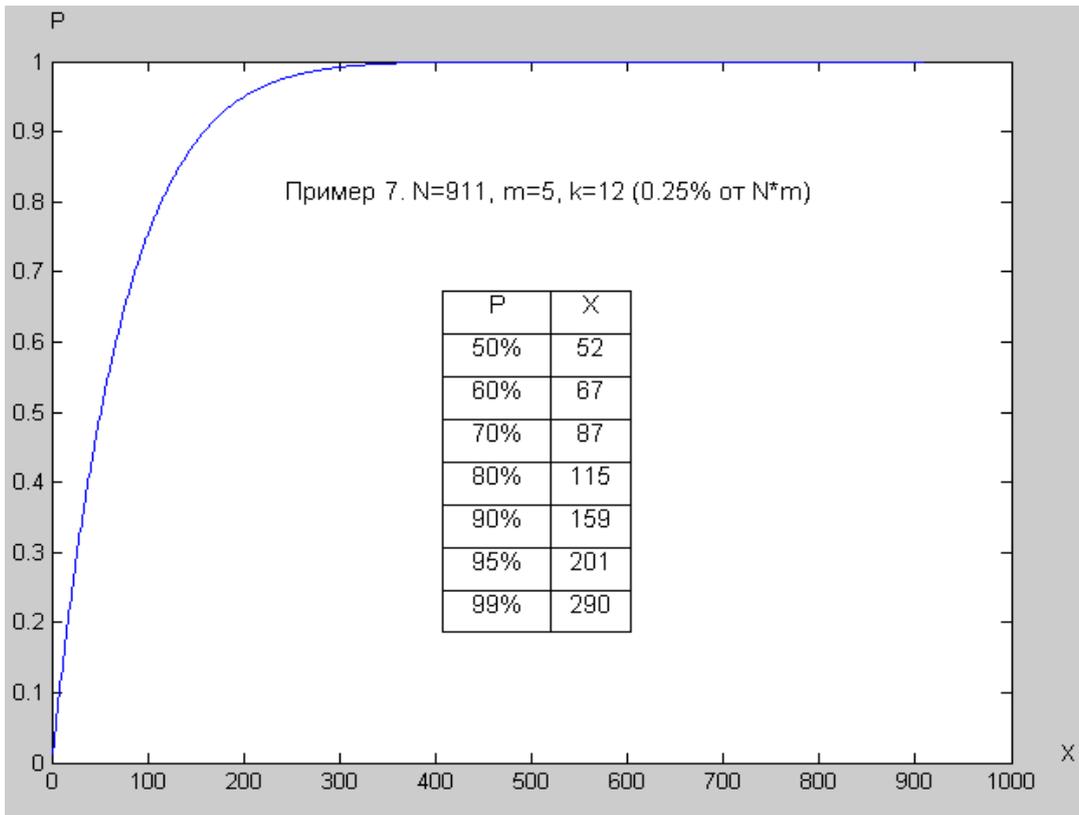


Рис. 1. Розрахунок мінімальної кількості X стрижнів СУЗ, які треба вилучити з БВ для виявлення хоча б одного негерметичного стрижня із наперед заданою вірогідністю P при різних значеннях параметру k

Очікувана кількість k негерметичних ланок відносно загальної їх кількості N є важливим параметром створеної розрахункової моделі. Як зазначалося вище, випадки пошкодження оболонки ланки є подією малоюмовірною, тому відносна очікувана кількість негерметичних ланок у реальності може становити лише частку відсотка від загальної кількості їх.

У табл. 1 наведено результати розрахунку кількості X вибірки окремо за кожним блоком ЧАЕС з урахуванням загальної кількості їх (генеральна сукупність).

Таблиця 1. Результати розрахунку кількості X вибірки на ЧАЕС

№ п/п	k, %	Вірогідність P, %						
		50	60	70	80	90	95	99
Блок 1, N = 303								
1	8	2	3	3	4	6	8	11
2	4	4	5	6	8	11	15	22
3	2	7	9	12	16	22	28	42
4	1	13	17	22	29	41	52	76
5	0,5	26	33	43	56	76	95	133
6	0,25	49	62	79	101	133	160	207
7	0,125	89	112	137	168	208	236	273
Блок 2, N = 128								
1	8	2	3	3	4	6	7	11
2	4	4	5	6	8	11	14	21
3	2	7	9	12	15	21	27	38

Продовження табл. 1

4	1	13	16	21	27	36	45	62
5	0,5	21	27	34	43	56	68	88
6	0,25	38	48	58	71	88	100	116
7	0,125	64	77	90	103	116	122	127
Блок 3, N = 480								
1	8	2	3	3	4	6	8	11
2	4	4	5	6	8	12	15	23
3	2	7	9	12	16	23	29	44
4	1	14	18	24	31	44	57	84
5	0,5	27	36	46	61	84	106	153
6	0,25	53	68	88	113	153	189	257
7	0,125	99	127	159	200	258	303	377

Існує можливість для іншої цікавої інтерпретації результатів розрахунків, представлених у таблиці 1: за відомими результатами вибірки можливо зробити зворотну оцінку щодо очікуваної кількості k негерметичних ланок. Проілюструємо це твердження конкретним прикладом. Припустимо, що на блоці № 2 було вилучено 45 стрижнів СУЗ і не виявлено жодного негерметичного. За табл. 1 для блока № 2 виходить, що очікувана кількість негерметичних стрижнів серед залишку $128 - 45 = 83$ стрижнів, що знаходяться у БВ, з ймовірністю 95% не перевищує 1%, з ймовірністю 80% не перевищує 0,5%, з ймовірністю 60% не перевищує 0,5% і т. п.

Статистичний аналіз, виконаний вище, створює кількісну основу для інтерпретації результатів вибіркового інструментального обстеження стрижнів СУЗ. Зважаючи на радіоактивність стрижнів СУЗ, було обрано такі методи інструментального обстеження, які виключали необхідність безпосереднього контакту оператора з радіоактивними компонентами стрижня. У якості *основного методу* пошуку шпарин на оболонках було використано метод дистанційного візуального контролю [14–16] стрижнів СУЗ, у якості *додаткового* – гравіметричний метод.

Результати телевізійного огляду

Застосування дзеркал (рис. 2) забезпечило огляд усієї поверхні стрижня в процесі його підйому з БВ. Для візуального обстеження стрижнів СУЗ використовували телевізійну систему ОЯБ ЧАЕС [17], наведену на рис. 3. Оператор спостерігав за картинкою на екрані монітору, встановленого в пультовій ровантажувально-завантажувальній машині (РЗМ) відповідного блока.

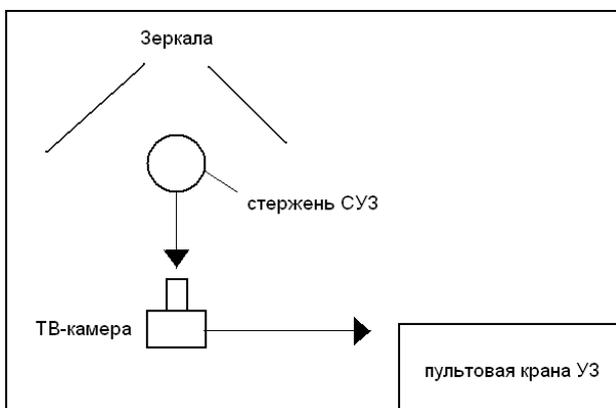


Рис. 2. Схема ТВ-огляду із застосуванням дзеркал



Рис. 3. Розташування ТВ- устаткування у центральному залі блока № 2 ЧАЕС

У центральному залі блока № 2 ЧАЕС було виконано дистанційний ТВ-огляд п'ятнадцяти стрижнів СУЗ, довільно обраних із генеральної сукупності в 128 одиниць (обсяг вибірки 12%).

Середня тривалість ТВ-огляду одного стрижня СУЗ, включаючи час його транспортування до місця огляду, становила 15 хвилин. За результатами огляду усіх вищезазначених стрижнів СУЗ підтверджено відсутність шпарин на оболонках ланок витискувача. На підставі виконаних вище статистичних оцінок можна стверджувати з вірогідністю 95%, що серед 113 стрижнів, які залишилися у БВ, кількість негерметичних не перевищує 4%, а з вірогідністю 80% – не перевищує 2% і т. д. По мірі поступового збільшення кількості оглянутих стрижнів зазначені статистичні показники будуть уточнюватися.

Типове зображення оболонки ланки витискувача стрижня СУЗ на екрані монітору показано на рис. 4.



Рис. 4. Зображення фрагменту ланки витискувача стрижня СУЗ на екрані монітору ТВ-системи

Застосована телевізійна система має необхідні оптико-технічні характеристики у частині розподільної здатності та чіткості телевізійного зображення на моніторі. Система забезпечує якісний огляд усієї поверхні стрижня СУЗ у процесі підйому його з БВ. Метод дистанційного ТВ-огляду підтвердив свою ефективність і може бути рекомендований для використання на ЧАЕС у якості *основного методу* перевірки стану цілісності оболонки ланок витискувача, що свідчить на користь відсутності вільної рідини у прихованих порожнинах стрижня СУЗ.

Оцінка надходження води через дрібні дефекти оболонки

Як зазначалося вище, при застосуванні капілярного методу контролю не було виявлено слідів МКК на зварних з'єднаннях ланок, а за результатами ТВ-огляду відсутні дефекти оболонки у групі з 15 стрижнів, випадковим чином обраних з генеральної сукупності на блоці № 2. Проте було зроблено припущення щодо можливості існування на оболонках ланок витискувача вкрай малих ($< 1\text{ мм}$) наскрізних отворів, які важко виявити за допомогою ТВ-системи. Розглянемо ефект надходження води у внутрішню порожнину негерметичної ланки через боковий дефект оболонки при зануренні стрижня СУЗ у басейн витримки. Мета – оцінити кількість води, яка потрапить у приховану порожнину через дефект заданого розміру при зануренні ланки на задану глибину. Припустимо, що місце дефекту знаходиться на глибині h від поверхні води у БВ, початковий тиск P_0 у

ланці є атмосферним, а V_0 – це вільний об’єм порожнини у ланці. Тиск P_h на глибині h визначається відомим співвідношенням:

$$P_h = \rho gh + P_0 \quad (7)$$

Припустимо, що наскрізний дефект діаметром d розташовано в довільному місці на оболонці ланки (рис. 5). Від розміру дефекту залежить момент початку надходження води у ланку, коли на певній критичній глибині занурення $h_{кр}$ величина зовнішнього тиску води подолає сили поверхневого напруження в дефекті. Зрозуміло, що чим менший дефект, тим пізніше настане вказаний момент. Як тільки силу поверхневого напруження буде подолано, вода почне надходити всередину порожнини доти, доки тиск води іззовні ланки не врівноважиться тиском повітря всередині ланки. Припустимо, що вода надходитиме у порожнину доти, доки не заповнить її до певного рівня X .

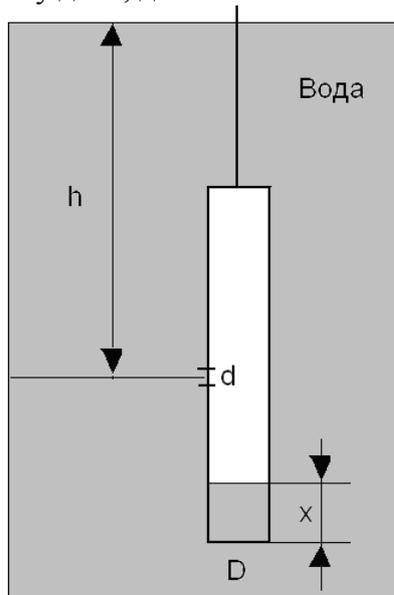


Рис. 5. Схема розміщення негерметичної ланки витискувача стрижня СУЗ у БВ

Повітря всередині порожнини стиснеться, оскільки воно вже займатиме не первинний об’єм V_0 , а дещо менший об’єм V_h :

$$V_h = V_0 - \frac{\pi D^2}{4} \cdot X \quad (8)$$

З огляду на закон Бойля–Маріотта ($P_h V_h = P_0 V_0$) та співвідношення (7) рівняння (8) набуде такого вигляду:

$$(\rho gh + P_0) \left(V_0 - \frac{\pi D^2}{4} \cdot X \right) = P_0 V_0 \quad (8^1),$$

звідки знаходимо рівень X_1 заповнення ланки водою після занурення дефекту на глибину h :

$$X_1 = \frac{4V_0}{\pi D^2} \cdot \left(1 - \frac{P_0}{\rho gh + P_0} \right) \quad (9)$$

При піднятті стрижня із БВ картина дещо зміниться: вже не надходитиме, у ланку, а навпаки, стиснене повітря виходитиме з ланки доти, доки тиск повітря всередині ланки не зрівняється з атмосферним тиском. При повторному зануренні ланки у БВ додаткова порція води знову потрапить у порожнину ланки. Отримано таку рекурентну формулу для розрахунку величини X_n – рівня заповнення внутрішньої порожнини ланки після n -го циклу «занурення–вилучення»:

$$X_n = \frac{4V_{n-1}}{\pi D^2} \cdot \left(1 - \frac{P_0}{\rho gh + P_0}\right) = \left(\frac{4V_0}{\pi D^2} - \Sigma_{n-1}\right) \cdot \left(1 - \frac{P_0}{\rho gh + P_0}\right) \quad (10),$$

де Σ_{n-1} – сума добавок до рівня у ланці всіх попередніх порцій води X_i , а i змінюється від 1 до $(n - 1)$. Легко переконатися, що при $n = 1$ формула (10) переходить у формулу (9). Обсяг повітря, що залишився у ланці після n -го занурення у БВ, визначається за формулою:

$$V_n = V_0 - \frac{\pi D^2}{4} \cdot \Sigma_n \quad (11)$$

Зауважимо, що розрахунки й оцінки, наведені вище, справедливі лише в умовах квазістатичного процесу, коли занурення стрижня СУЗ у воду БВ (і його зворотний рух) відбувається досить повільно та не супроводжується збуренням і турбулентністю, що цілком відповідає дійсності. При цьому через отвір в оболонці у порожнину потрапить рівно стільки води, скільки потрібно для встановлення балансу тисків. Іншими словами, процес повільного заповнення порожнини через малі отвори не має катастрофічного характеру. Експериментами було встановлено, що критичний діаметр отвору в оболонці ланки, до досягнення якого процес заповнення порожнини ланки водою є ламінарним, становить близько 8 мм. Уже при збільшенні розміру до 10 мм спостерігається втрата стійкості процесу та відбувається катастрофічно швидке заповнення всього вільного об'єму прихованої порожнини ланки.

Виконаємо оцінку критичної глибини $h_{кр}$ занурення, до досягнення якої рідина не зможе потрапити у приховану порожнину внаслідок дії сил поверхневого напруження води в дефекті заданого розміру. Відповідно до формули Лапласа [18] додатковий тиск p під увігнутою поверхнею рідини внаслідок дії сил поверхневого напруження прямо пропорційний коефіцієнту поверхневого напруження σ , зворотно пропорційний радіусу краплини рідини r і спрямований до центру кривизни, тобто:

$$p = \frac{2\sigma}{r} \quad (12)$$

Визначимо, на якій критичній глибині $h_{кр}$ зовнішній тиск P_h зрівняється із силою молекулярного поверхневого напруження. Маємо:

$$\rho gh_{кр} = \frac{2\sigma}{r} \quad (13),$$

звідки отримуємо:

$$h_{кр} = \left(\frac{2\sigma}{r}\right) \cdot \left(\frac{1}{\rho g}\right) = \frac{4\sigma}{\rho g d} \quad (14)$$

Для оцінного розрахунку прийнято, що коефіцієнт поверхневого напруження води $\sigma = 0,073$ Н/м; щільність води $\rho = 1000$ кг/м³ ($1H = 1\text{кг}\cdot\text{м}/\text{с}^2$); прискорення вільного падіння $g = 9,81\text{м}/\text{с}^2$.

Підставивши ці значення у формулу (14), отримаємо, що критична глибина $h_{кр}$, при ефективному діаметрі дефекту $d = 0,1$ мм становить 300 мм. Оболонки ланок з дефектом 1 мм і більше почнуть заповнюватися практично відразу після занурення у воду БВ ($h_{кр} = 30$ мм). Мікропори розміром від 10 мкм і менше почнуть пропускати воду, починаючи з глибини 3м та більше.

При потраплянні води у внутрішню порожнину стрижня маса стрижня збільшиться, що можна виявити при зважуванні. Об'єм внутрішньої порожнини ланки витискувача стрижня СУЗ, розрахований на підставі наявної технічної документації, становить від 1,24 дм³ до 2,25 дм³, залежно від типу стрижня. Відповідно при цілковитому заповненні ланки водою її маса збільшиться на 1,2–2,2 кг. Таким чином, значення маси стрижня СУЗ (та динаміка її зміни у певних умовах) може слугувати інтегральним показником наявності води у прихованих порожнинах ланок витискувача. Було запропоновано

застосувати гравіметричний метод [19–21] для виявлення стрижнів з аномально великою масою.

Зважування стрижнів СУЗ

Для зважування стрижнів СУЗ було застосовано цифрові тензометричні ваги фірми «Zemic» (США) серії НЗ із вимірювальним терміналом ІЕ-03. Дискретність d показань цифрового терміналу ваг збігається з ціною поділки e шкали приладу ($d = e$) і становить 20 г. Найбільша межа зважування зазначеного приладу становить 100 кг. Попередню оцінку величини випадкової похибки ваг виконували шляхом багаторазового зважування маси контрольного вантажу. За 30-ма вимірюваннями було встановлено, що стандартне відхилення S не перевищує 15,7 г і може бути прирівняне до ціни поділки шкали приладу (20 г). Якщо відкинути лише одне зі значень, яке суттєво випадало з решти 29 вимірювань, то стандартне відхилення S зменшується до 9,4 г. Згідно із загальноприйнятим підходом, якщо випадкова похибка не перевищує половини ціни поділки шкали приладу, то нею можна знехтувати. Це дає підстави стверджувати, що застосоване обладнання у переважній кількості випадків забезпечує абсолютну збіжність результатів і за будь-яких обставин випадкова похибка не виходить за ціну поділки приладу.

Технологію зважування стрижнів СУЗ у сухій шахті БВ ретельно опрацювали (рис. 6), що забезпечило абсолютну збіжність результатів зважування та дало змогу обмежитися одноразовою процедурою зважування кожного стрижня.



Рис. 6. Відпрацювання технології зважування довгомірів у центральному залі блоку № 2 ЧАЕС.
На фото справа – вимірювальний термінал ІЕ-03

З метою оперативного періодичного контролю правильності показань ваг було запроваджено обов'язкове зважування контрольного вантажу (рис. 7) на початку зміни (перед вимірюванням ваги стрижнів) і після завершення вимірювання (кінець зміни).



Рис. 7. Робочі моменти зважування контрольного вантажу над «сухою» шахтою ЦЗ-2 на початку та кінці зміни

Завдання пошуку вільної рідини у прихованій порожнині стрижня СУЗ було б зовсім простим, якби всі стрижні одного типу мали б однакову номінальну масу. У цьому разі можливості гравіметричного методу обмежувалися б виключно технічними характеристиками застосованих ваг. Перевищення масою стрижня її номінального значення лише на одну поділку шкали означало б наявність 20 г рідини у прихованій порожнині цього стрижня. Насправді ж це далеко не так. Хоча всі стрижні СУЗ і було виготовлено одним виробником та за однаковою технологією, завжди бувають ті чи інші відхилення розмірів збірних деталей від номінальних значень у межах заданих технологічних допусків. З цієї причини маса збірного виробу, яким є стрижень СУЗ, змінюється від виробу до виробу, групуючись навколо номінального значення (технологічний розкид мас). Не виключено, що середнє емпіричне значення маси для групи стрижнів може виявитися зміщеним у той чи інший бік залежно від того, яким допуском (+ або -) надавали перевагу при виготовленні деталей. Скоріш за все, цей висновок виявиться справедливим для стрижнів будь-якого типу, оскільки всі вони мають схожу конструкцію та були виготовлені одним виробником за однаковою технологією. Тому є підстави стверджувати, що статистичні параметри, які описують наявний технологічний розкид мас для стрижнів такого типу, є характеристикою перш за все технології виготовлення їх, і тому можуть поширюватися на стрижні будь-якого типу. Незважаючи на те, що технологічний розкид мас дещо ускладнює проблему, він, як це буде показано далі, не робить її безнадійною. Адже якщо маси стрижнів поведуться досить передбачувано, тобто відомо статистичний закон їхнього розподілу, то все ще залишається можливість для обґрунтованих висновків щодо наявності/відсутності рідини у стрижні СУЗ за результатами вимірювання його маси.

Оскільки протягом обмеженого терміну виконання науково-дослідної роботи неможливо обстежити всю генеральну сукупність стрижнів СУЗ ($N = 911$), то, як зазначалося, було застосовано вибіркового метод. Вибірковий метод адекватно

відображає властивості генеральної сукупності лише при достатньо великому її обсязі. На практиці групування експериментальних даних при статистичному аналізі їх здійснюють у вигляді варіаційного ряду. Для цього весь діапазон вимірних значень мас $[m_{\min} \div m_{\max}]$ розбивають на кілька рівних інтервалів і підраховують кількість варіант, які потрапили в кожен інтервал. Таким чином, одне з основних завдань, які передбачалося вирішити при зважуванні стрижнів СУЗ, полягало в тому, щоб одержати надійні експериментальні оцінки середнього значення маси m_{cp} та її дисперсії S^2 для стрижнів кожного типу. Для встановлення емпіричного закону розподілу мас стрижнів СУЗ в усьому діапазоні їхніх значень із міркувань статистичної репрезентативності треба застосувати вибірки по 30 стрижнів СУЗ кожного типу (всього 150), що є проблематичним. Тому зупинилися на реально досяжній величині вибірки – усього 35 стрижнів трьох типів (табл. 2).

Під час вибору стрижнів СУЗ у ЦЗ-2 перевагу віддавали стрижням типу 2091 та 2093 як менш радіоактивним порівняно зі стрижнями типу 2477. Такий підхід, окрім зменшення дозо витрат, дав змогу збільшити обсяг вибірки й тим самим підвищити статистичну достовірність (надійність) отриманих даних. При вилученні стрижня СУЗ із БВ з'ясувалося, що певна кількість води (від 40 до 170 г) виноситься з БВ на зовнішній поверхні стрижня. Було встановлено, що повне звільнення стрижня від цієї поверхневої води гарантовано відбувається у «сухій» шахті ЦЗ приблизно за одну добу.

Таблиця 2. Основні результати статистичної обробки результатів зважування

Тип стрижня	Кількість n	Середня маса m_{cp} , кг	Емпіричне відхилення S , кг	Варіація маси V , %
2093	11	51,92	0,12	0,23
2091–01	6	51,76	0,11	0,22
2091	18	52,88	0,37	0,7

Зрозуміло, що статистичні характеристики, одержані для такої малої вибіркової сукупності, не можуть претендувати на точний опис генеральної сукупності. Тому наведені характеристики слід сприймати з обережністю, як проміжні, орієнтовні, такі, що можуть дещо змінитися при збільшенні вибірки. Але, з іншого боку не виключено, що ці характеристики можуть випадково виявитися досить точними, якщо вимірювана величина має малу варіативність. Іншими словами, у статистиці все дуже специфічне, й іноді навіть мала вибірка може виявитися цілком репрезентативною.

Останнє твердження цілком можна віднести до розподілу значень мас стрижнів СУЗ, бо спостерігається незначний розкид мас стосовно емпіричного середнього. Без сумніву, така точність результатів для малої вибірки – це вельми обнадійлива ознака. Якщо така тенденція збережеться при дальшому збільшенні вибірки, то гравіметрію можна розглядати як простий та надійний метод відбору «тяжких» стрижнів СУЗ, які потенційно здатні утримувати воду у прихованих порожнинах.

Незважаючи на відсутність явних ознак розгерметизації оболонок в обстеженій частині СУЗ загальною кількістю 35 одиниць (3,8% від генеральної сукупності), принципова можливість існування негерметичних стрижнів із водою всередині залишається. Тому треба бути готовими до того, щоб за потреби видаляти воду з тих стрижнів СУЗ, де її виявлено.

Дослідження випаровування води на експериментальних ланках витискувача

Вода потрапляє у порожнину виключно через наскрізний дефект оболонки, тому доцільно розглянути зворотний процес – природне випаровування води через дефект оболонки для того, щоб оцінити ефективність самозвільнення негерметичної ланки за

рахунок випаровування. Для кількісної оцінки процесу випаровування використаємо величину *інтенсивності випаровування* W , яка визначає кількість води, випаровуваної за одиницю часу, кг/с. За відомою інтенсивністю W випаровування та площею A може бути розраховано швидкість V випаровування: $V = W/A$, що визначається поверхневою щільністю потоку пари, яка переходить у газову фазу за одиницю часу з одиниці поверхні рідини, кг/(с·м²).

Вказані характеристики залежать від багатьох чинників, основні з яких – температура, атмосферний тиск, вологість, швидкість повітряних потоків. Складність коректного врахування наведених вище чинників призводить до того, що для розрахунку інтенсивності випаровування W немає послідовного теоретичного виведення відповідної формули.

Специфіка негерметичного стрижня СУЗ як об'єкта дослідження визначається тим, що випаровування з ланки відбувається не з відкритої поверхні, а через відносно невеличкий бічний дефект, що було враховано при плануванні відповідних експериментів. Для лабораторних досліджень використано дві неопромінені ланки витискувача заводського виготовлення (виріб 321), які входять у збірку стрижня типу 2093. Відповідні заводські ідентифікаційні номери ланок – № 3124 та № 1114.

У порядку підготовки до експериментів зазначені ланки було розгерметизовано шляхом свердлення отвору у верхній частині ланки в районі технологічної кільцевої канавки. У ланці № 3124 було просвердлено наскрізний отвір діаметром 3 мм, у ланці № 1114 – наскрізний отвір діаметром 8 мм. У кожен ланку було залито по 100 мл дистилляту, після чого ланки повісили у підвальному приміщенні зі стабільним мікрокліматом. Параметри мікроклімату вимірювали гігрометром психометричним ВІТ-1. Масу ланок вимірювали один раз на добу за допомогою електронних ваг типу SPS 6001F із ціною поділки 0,1 г. За вимірними результатами розраховували масу (г) випаровуваної води та інтенсивність випаровування через бічні отвори різного діаметра. Динаміку випаровування води з ланок витискувача в лабораторних умовах показано на рис. 8.

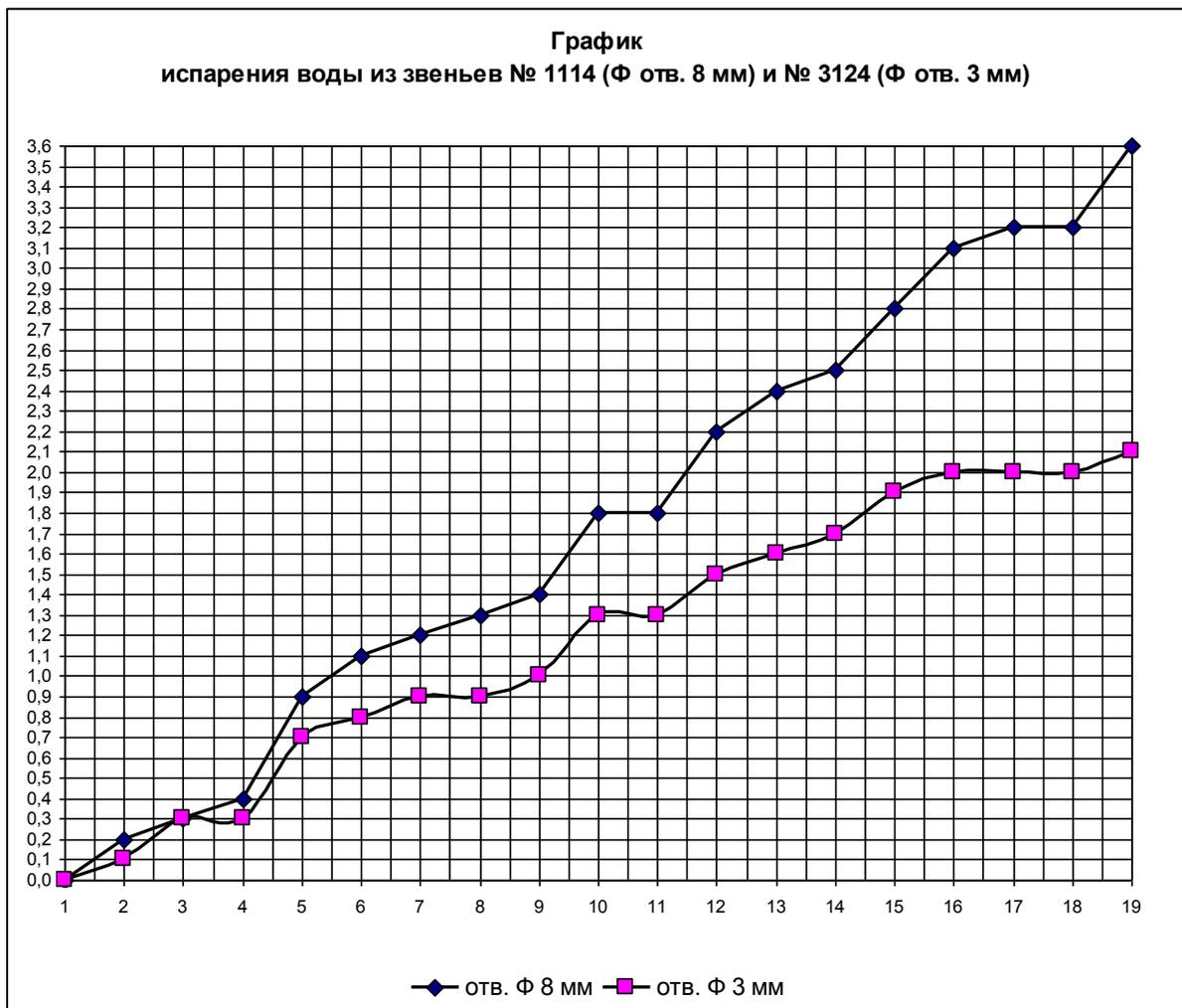


Рис. 8. Динаміка випаровування води з експериментальних ланок у лабораторних умовах

Аналогічне дослідження було виконано в умовах центрального залу блока № 2 ЧАЕС. Як експериментальний пристрій використали неопромінену ланку заводського виготовлення (виріб 321, входить у збірку стрижня СУЗ типу 2093), заводський ідентифікаційний номер ланки – № 1122. У верхній частині зазначеної ланки в районі розташування технологічної кільцевої канавки було просвердлено наскрізний отвір діаметром 8 мм, через який у внутрішню порожнину ланки залили 100 г дистилляту. Ланку розмістили всередині «сухої» шахти ЦЗ-2. Для контролю стану мікроклімату було організовано систематичну (один раз за зміну) реєстрацію показань гігрометра психометричного ВІТ-1, розташованого на рівні 1 м над «сухою» шахтою. Масу ланки вимірювали один раз на добу тими ж самими вагами SPS 6001F.

Було встановлено, що середні значення інтенсивності W випаровування води, отримані для ланки № 1114 (діаметр 8 мм, лабораторні умови) та для ланки № 1122 (діаметр 8 мм, «суха» шахта ЦЗ) збігаються та становлять приблизно 0,0054 г/год ($\pm 35\%$). Це доводить, що в аналогічних умовах мікроклімату результати, одержані в лабораторії, цілком прийнятні для оцінювання процесів випаровування в умовах «сухої» шахти центрального залу. Встановлено, що через дефект з ефективним діаметром 3 мм, при середньорічній температурі 14–17 °С у «сухій» шахті ЦЗ випарується приблизно 30 г води на рік, що перевищує ціну поділки застосованих тензометричних ваг і може бути достовірно зафіксовано. Через дефект з ефективним діаметром 8 мм за таких самих умов мікроклімату випарується, за оцінками, близько 60 г води.

На підставі результатів виконаних досліджень було розроблено таблиці з розрахунковими значеннями строків повного самозвільнення прихованих порожнин для всіх досліджених типів стрижнів СУЗ після розміщення їх в умовах сухості. Таблиці охоплюють діапазон ефективних діаметрів дефекту $0,8 \div 11$ мм. Початкову кількість води у ланці розбито на 10 інтервалів – від повного заповнення ланки до 10% від цілковитого заповнення. Для прикладу: вода (224) г повністю випарується через бічний дефект з ефективним діаметром 11 мм приблизно через 3,3 роки.

Дослідження вологості графіту

У ланках витискувача стрижня СУЗ розміщено вкладку з реакторного графіту марки РПГ. Яку кількість води може втримати графітова вкладка при розгерметизації ланки? Відомо [1], що реакторний графіт має пористу структуру, причому загальна пористість становить близько 23%, з яких одна шоста частина припадає на закрити пористість. Площа відкритої поверхні (відкритих пор) становить близько $0,2 \text{ м}^2/\text{г}$, а закритих порожнин – як мінімум, $4 \text{ м}^2/\text{г}$. Приблизно 85–88% об'єму відкритих пор пов'язано з поверхнею отворами діаметром понад 2 мкм. Вода може проникнути тільки в ті пори, устя яких безпосередньо виходять на поверхню.

Дослідження поглинання води графітом РПГ та динаміки звільнення від неї було виконано гравіметричним способом із застосуванням ваг середнього класу точності за ДСТУ EN 45501:2007 відповідно до вимог [22]. Як зразки для дослідження використали три сухі графітові кільця, зняті з неопроміненого технологічного каналу РВПК-1000. Експеримент виконували за такою схемою: вимірювали початкову масу кілець шляхом зважування, витримували кільця у скрині з дистиллятом протягом однієї доби, кільця вилучали зі скрині та легко осушували поверхню фільтрувальним папером, періодично зважували кільця з інтервалом в 1 год. Перше зважування виконували одразу після вилучення кільця з води та легкого осушування його папером. Динаміку зміни маси кілець (усереднене значення) в процесі висушування їх на відкритому повітрі при кімнатній температурі наведено на рис. 9. Згідно з отриманими результатами значення маси всіх трьох кілець повернулося до початкового через 2,5 год після вилучення кілець із води. Загальна кількість води, поглиненої кільцями, становила 0,5 г, 0,6 г, 1,1 г, або в середньому 0,73 г.

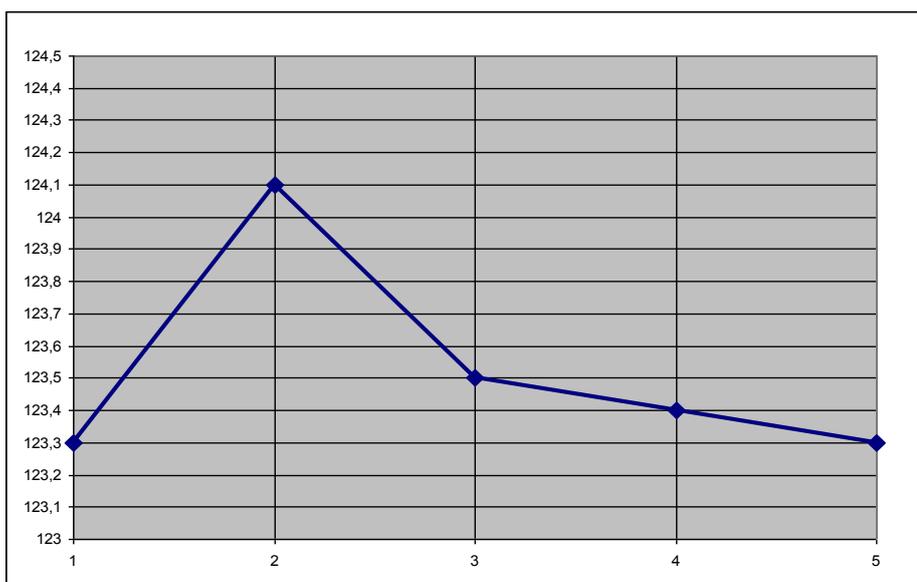


Рис. 9. Динаміка зменшення маси вологих кілець із реакторного графіту у процесі висушування їх

Загальна площа поверхні графітового кільця, розрахована відповідно до його геометричних розмірів, становить $192,18 \text{ см}^2$. Відповідно кількість води, поглиненої одиницею поверхні графіту, буде для кільця 1 – $0,0026 \text{ г/см}^2$; для кільця 2 – $0,0031 \text{ г/см}^2$; для кільця 3 – $0,0057 \text{ г/см}^2$.

Відносна зміна маси кілець після занурення у воду становить відповідно 0,4%, 0,5%, 0,9%.

Нижче оцінено умовну товщину h шару графіту, який поглинає воду, якщо припустити, що товщина цього шару однакова по всій поверхні графітового виробу. Запишемо співвідношення для маси m води, поглиненої поверхневим шаром h графіту кільця з площею поверхні S :

$$m = \rho \cdot h \cdot S, \text{ звідки } h = \frac{m}{\rho \cdot S} \quad (15),$$

де ρ – щільність води за нормальних умов.

Підставивши у співвідношення (15) наявні дані, отримаємо:

$h_1 = 0,5 \text{ г} / (1 \text{ г/см}^3 \cdot 192,18 \text{ см}^2) = 26 \text{ мкм}$; $h_2 = 31 \text{ мкм}$; $h_3 = 57 \text{ мкм}$, або в середньому 40 мкм.

Таким чином, термін витримування графіту у воді швидше за все не впливає на кількість поглиненої ним води, оскільки вона поглинається лише порами поверхневого шару графіту завтовшки близько 40 мкм. Загальна маса M води, яку поглине графітовий виріб з площею S (см^2) відкритої поверхні, визначається співвідношенням:

$$M = S \cdot 0,004 \text{ г/см}^2 \quad (16)$$

Висновки

1. Виконано комплекс розрахунково-експериментальних досліджень з оцінки стану прихованих порожнин стрижнів СУЗ на наявність у них вільної рідини та розроблено відповідну методику. Методику побудовано на критеріях, які дають змогу виявити негерметичні стрижні СУЗ або такі, щодо яких є підстави підозрювати наявність вільної рідини у прихованих порожнинах.
2. Методика включає як основний метод дослідження дистанційний ТВ-огляд зовнішньої поверхні стрижнів СУЗ із метою виявлення наскрізних дефектів, наприклад шпарин на оболонці ланки, які могли утворитися внаслідок радіаційного розпухання графітової вкладки, розташованої всередині ланки витискувача. Якщо при ТВ-огляді стрижнів СУЗ не виникає сумнівів щодо цілісності оболонки ланок витискувача, такий стрижень може без обмежень подаватися на установку ЛПД для подрібнення за прийнятою на ЧАЕС технологією.
3. Якщо стан оболонки викликає сумніви, то як додатковий метод дослідження запропоновано зважувати стрижні СУЗ, наприклад на вагах фірми «Zemec» (США) з ціною поділки 20 г. Експериментально доведено, що за рік перебування стрижня СУЗ в умовах сухості кількість води, яка випарується через бічний дефект з ефективним діаметром 3 мм в оболонці ланки, становитиме 30 г, що буде достовірно зафіксовано при повторному зважуванні стрижня.
4. Ефективність методу зважування зумовлено виключно малою варіативністю значень маси стрижнів СУЗ. Так, коефіцієнт варіативності маси для стрижнів типу 2091-01 становить 0,22%; для стрижнів типу 2093 – 0,23%; для стрижнів типу 2091 – 0,7% при очікуваному значенні 3,5–3,8%. Переважна кількість одержаних при зважуванні результатів потрапляє в діапазон $\pm 1S$.
5. Запропоновано стрижні, маса яких перевищує $m_{cp} + 2S$ для такого типу стрижнів, тримати в умовах сухості та повторно зважувати через один рік. Для посилення ступеня консервативності вищезазначеного критерію можна знизити величину критичного рівня маси до $m_{cp} + 1S$, та ретельніше дослідити всі стрижні, маса яких перевищує зазначену

межу. За оцінками, в це число потрапить приблизно 1/6 частина стрижнів від загальної кількості їх на кожному блоці.

6. Вологість графіту в ланках витискувача стрижнів СУЗ не становить серйозної проблеми, оскільки вода втримується тільки поверхневим шаром завтовшки близько 40 мкм та повністю випаровується природним шляхом уже після 3-годинного витримання в умовах звичайного мікроклімату.

СПИСОК ЛІТЕРАТУРИ

- 1 *Жмуриков Е. И., Бубненко И. А., Покровский А. С. и др.* Графит в науке и ядерной технике [Электронный ресурс] – 40 с. – Режим доступа: <http://arxiv.org/ftp/arxiv/papers/1307/1307.1869.pdf>.
- 2 *Рекомендації щодо встановлення критеріїв приймання кондиційованих радіоактивних відходів на захоронення у приповерхневих сховищах // ДКЯР України, РД 306.4.098-2004.*
- 3 *Критерии приемки радиоактивных отходов на захоронение в специально оборудованном приповерхностном хранилище твердых радиоактивных отходов (СОПХТРО). Первый этап эксплуатации СОПХТРО. Прием РАО от ЗПЖРО и ЗПТРО ГСП ЧАЭС для захоронения в два симметричных отсека СОПХТРО. – ГСП ЧАЭС, 2009.*
- 4 *Приповерхностное захоронение радиоактивных отходов // Вена: МАГАТЭ, 2003. – № WS-R-1.*
- 5 *Поглощающий стержень СУЗ реактора РБМК // Технические условия ТУ 95.2214-89. 2477.00.000 ТУ.*
- 6 *Унифицированная методика контроля основных материалов/полуфабрикатов/сварных соединений и наплавки оборудования и трубопроводов АЭУ. Капиллярный контроль. ПНАЭ-Г-7-018-89*
- 7 *ГОСТ 18442-80 Контроль неразрушающий. Капиллярные методы. Общие требования.*
- 8 *Оборудование и трубопроводы атомных энергетических установок. Сварные соединения и наплавки. Правила контроля // ПНАЭГ-7-010-89.*
- 9 *Транспортно-технологічні операції на ЧАЕС. Карти технологічного процесу 3218.00КТП та 3219.00 КТП.*
- 10 *Горяинов В. Б., Павлов И. В., Цветкова Г. М.* Математическая статистика // М.:Изд-во МГТУ им. Н. Э. Баумана, 2001. – 424 с.
- 11 *ДСТУ ISO 8423-2001* Статистичний контроль. Вибірковий контроль за кількісною ознакою // ISO 8423:1991, IDT.
- 12 *Кремер Н. Ш.* Теория вероятностей и математическая статистика //М.: ЮНИТИ, 2010.
- 13 *Чернова Н. И.* Теория вероятностей: Учебн. пособие // Новосибирск: Новосибирский государственный университет, 2007. – 160 с.
- 14 *ГОСТ 23479-79.* Контроль неразрушающий. Методы оптического вида. Общие требования.
- 15 *ГОСТ 24521-80.* Контроль неразрушающий оптический. Термины и определения.
- 16 *ДСТУ EN 13927:2005.* Неруйнівний контроль. Контроль візуальний. Устаткування.
- 17 *Инструкция по проведению визуального осмотра ОТВС с помощью телевизионных систем ОЯБ. – ДСП ЧАЭС, 14Э–ОЯБ.*
- 18 *Савельев И. В.* Курс общей физики. – М.: Наука, 1989. – Т. 1: Механика, колебания и волны, молекулярная физика. – 352 с.
- 19 *ГОСТ 29329-92.* Весы для статического взвешивания. Общие технические требования.
- 20 *ДСТУ 3400:2006.* Метрология. Государственные испытания средств измерительной техники. Основные положения, организация. Порядок проведения и рассмотрения результатов.
- 21 *ДСТУ 3647-97.* Ваги та дозатори. Терміни та визначення.
- 22 *ГОСТ 17818-90* Графит. Методы определения влаги.

ОПЫТ ОБСЛЕДОВАНИЯ ОБЛУЧЕННЫХ СТЕРЖНЕЙ СИСТЕМЫ УПРАВЛЕНИЯ И ЗАЩИТЫ ЧЕРНОБЫЛЬСКОЙ АЭС

В. Н. Глыгало, А. М. Максименко, Е. В. Ларин, Д. М. Василевский

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

В бассейнах выдержки (БВ) блоков №№ 1–3 ЧАЭС временно хранятся отработанные стержни системы управления и защиты (СУЗ) РБМК-1000, которые отнесены к высокоактивным длинномерным отходам (длинномерам). Общее количество указанных изделий составляет 911 единиц. Предусмотрены их механическая фрагментация на линии измельчения длинномеров, размещение фрагментов в металлических упаковках (бочках) и дальнейшая передача упаковок в хранилище на захоронение. Одним из критериев принятия упаковок ВАО в хранилище является отсутствие свободной жидкости в упаковке. Поскольку после извлечения из реактора стержни СУЗ длительное время хранятся в водной среде БВ, то не исключена возможность проникновения воды в отдельные компоненты стержня. В работе рассмотрены возможные механизмы разгерметизации стержней, предложены методы инструментального выявления их поврежденных оболочек, а также критерии определения потенциально негерметичных стержней. По результатам работы разработана методика технического осмотра стержней СУЗ для определения возможности их передачи на линию измельчения длинномеров.

Ключевые слова: стержни системы управления и защиты (СУЗ), длинномеры, методика технического осмотра стержней СУЗ

EXPERIENCE ON SURVEY OF THE IRRADIATED RODS OF THE CONTROL AND PROTECTION SYSTEM OF THE CHORNOBYL NPP

V. M. Glygalo, A. M. Maksimenko, Ye. V. Larin, D. M. Vasylevsky

SSRI «Chornobyl Center for Nuclear Safety, Radioactive Waste and Radioecology», Slavutych

In the storage ponds (SP) of the ChNPP Units 1–3, the spent rods of the control and protection system (CPS) of RBMK-1000 (referred to the high-level long-length waste) are temporarily stored. The total amount of the above products is 911 units. Their mechanical fragmentation on the grinding line for the long-length waste, placement of fragments in the metal containers (drums) and onward transfer of packages to the storage for disposal are foreseen. One of the acceptance criteria of HLW packages to the storage is an absence of free liquid in the package. As after the retrieval from the reactor the CPS rods were stored for a long time in the water environment of SP, then there is a possibility of penetration of water into the individual components of the rod. Possible mechanisms of rods depressurization are considered in the article, the instrumental detection methods of the damaged membranes rods and criteria for identifying potentially leaky rods are suggested there. The method of the technical survey of the CPS rods was prepared based on the results of the work in order to determine the possibility of the CPS rods transfer to the grinding line for the long-length waste.

Keywords: rods of the control and protection system (CPS), long-length waste, method of the technical survey of CPS rods

СТРАТЕГИЧЕСКАЯ ЦЕЛЬ СНЯТИЯ С ЭКСПЛУАТАЦИИ БЛОКОВ №№ 1, 2, 3 ЧЕРНОБЫЛЬСКОЙ АЭС – ПРОМЫШЛЕННО РАЗВИТАЯ ПЛОЩАДКА

Е. А. Соколов, Д. А. Стельмах, В. К. Кучинский, А. М. Платоненко

Государственное специализированное предприятие «Чернобыльская АЭС»

Выполнен обзор возможности повторного использования площадки Чернобыльской АЭС. Рассмотрена существующая инфраструктура Чернобыльской АЭС и проведен анализ необходимости ее использования на ближайшие 100 лет для обеспечения эксплуатации объектов по обращению с радиоактивными отходами (РАО). Показана возможность развития этой территории в качестве промышленно развитой площадки с дальнейшей интеграцией в атомный промышленный комплекс Украины для решения задач обращения с отработавшим ядерным топливом (ОЯТ) и РАО, а также снятия с эксплуатации АЭС Украины.

Ключевые слова: промышленно развитая площадка, Чернобыльская АЭС, радиоактивные отходы

Введение

Атомная отрасль Украины в ближайшие годы столкнется с целым рядом проблем, которые могут существенно повлиять на темпы ее развития. Наиболее важными из них являются:

- обращение с радиоактивными отходами и радиоактивно загрязненным оборудованием АЭС;
- обращение с отработанным ядерным топливом;
- обращение с крупногабаритным оборудованием АЭС, отработавшим свой ресурс.

Дополнительными проблемами в течение ближайших 10–15 лет станут завершение проектных сроков эксплуатации энергоблоков АЭС и необходимость начала работ по снятию их с эксплуатации. В ходе демонтажа систем и оборудования АЭС образуется большое количество крупногабаритного радиоактивного оборудования, обращение с которым создаст дополнительные технические и финансовые трудности для АЭС.

Дальнейшее развитие топливно-энергетического комплекса Украины выявило проблему переработки металлических отходов с повышенным содержанием природных радионуклидов. В настоящее время из-за отсутствия в Украине необходимых технологий и оборудования осуществляется хранение таких отходов с последующим принятием окончательного решения по их переработке или захоронению.

«Бурое пятно» – конечное состояние площадки ЧАЭС

Сегодня стратегия снятия с эксплуатации (СЭ) ЧАЭС определяет конечное состояние промплощадки ЧАЭС с радиологической точки зрения как «бурое пятно». В этом состоянии площадки уровень ее загрязнения сопоставим с уровнем загрязнения окружающей площадку территории – зоны отчуждения.

Санитарно-защитная зона ЧАЭС (территория, где уровень облучения людей в условиях нормальной эксплуатации может превысить квоту лимита дозы для населения) совпадает с зоной особой радиационной опасности. Это так называемая 10-километровая зона, площадь которой составляет около 560 км² (рис 10 цветной вкладки).

Уровни поверхностного загрязнения почвенно-растительного покрова находится в пределах от 1500 Ки/км² (участок «Рыжий лес») до 15 Ки/км² (юго-западная часть границы 10-километровой зоны). На данной территории в ближайшие тысячи лет не будет возможна нормальная жизнь человека из-за загрязнения долгоживущими трансурановыми радионуклидами.

При таких обстоятельствах проводить снятие с эксплуатации Чернобыльской АЭС и доведение территории до состояния «зеленой лужайки», а также выполнять требования по освобождению от регулирующего контроля, необходимые для других АЭС Украины [1], представляется нецелесообразным.

Учитывая расположение Чернобыльской АЭС в 10-километровой зоне отчуждения, наиболее загрязненной долгоживущими радионуклидами, а также наличие большого числа строительных сооружений на всей территории зоны отчуждения, выполнять полный демонтаж строительных конструкций в рамках снятия ЧАЭС с эксплуатации нецелесообразно. Такую задачу необходимо решать в рамках специальной программы реабилитации зоны отчуждения.

Таким образом, конечное состояние площадки ЧАЭС было определено как «бурое пятно» – состояние площадки, на которой осуществлены мероприятия по демонтажу технологических систем и оборудования, а также некоторых вспомогательных зданий и сооружений, активность же строительных конструкций главных корпусов и оставшихся зданий как источников ионизирующего излучения доведена до установленных для ЧАЭС уровней ограниченного освобождения от регулирующего контроля [3].

Создание промышленно развитой площадки на базе Чернобыльской АЭС

Несмотря на то, что стратегия СЭ ЧАЭС определяет конечное состояние промышленной площадки с радиологической точки зрения как «бурое пятно», с точки зрения хозяйственной деятельности наиболее предпочтительное конечное состояние Чернобыльской АЭС – это промышленно развитая площадка, интегрированная в атомный промышленный комплекс Украины для решения задач обращения с ОЯТ и РАО, а также снятия с эксплуатации АЭС Украины.

Данный вариант рассматривался начиная с момента принятия решения о выводе из эксплуатации Чернобыльской АЭС в 1991 г. [4]. Так, в Концепции СЭ ЧАЭС за 1992 г. указано, что не предусматривается использование территории промышленной площадки ЧАЭС для хозяйственной деятельности, не связанной с СЭ, кроме возможного варианта хранения радиоактивных отходов и отработавшего ядерного топлива, в числе других АЭС Украины [5]. В Программе СЭ ЧАЭС за 1992 г. сказано, что вопросы СЭ ЧАЭС связаны с необходимостью комплексного решения общих вопросов по зоне отчуждения, обращению с РАО, обращению с ОЯТ АЭС Украины и должны рассматриваться в составе отдельных национальных программ [6].

В пользу повторного использования площадки ЧАЭС, кроме упомянутых факторов, говорят также:

- длительность процесса СЭ и преобразования объекта «Укрытие» (ОУ) в экологически безопасную систему, что потребует постоянного развития и поддержания объектов инфраструктуры в течении этого периода;
- уникальная для Украины инфраструктура Чернобыльской АЭС;
- повышение безопасности на площадке и сокращение затрат на СЭ при повторном использовании объектов.

Необходимо признать, что активная деятельность на площадке ЧАЭС сохранится еще на протяжении как минимум 100 лет;

- СЭ блоков запланировано до 2065 г., однако выдержка реакторов может быть продлена еще на 50 лет (до 2115 г.), если не будет найдено лучшее, чем консервация, решение по обращению с облученным графитом;

- срок эксплуатации нового безопасного конфайнмента (НБК) – 100 лет (до 2117 г.), но он может быть продлен, если не будет решен вопрос извлечения топливосодержащих материалов (ТСМ) и РАО из ОУ;

- срок эксплуатации хранилища ОЯТ сухого типа (ХОЯТ-2) составляет 100 лет, что с учетом планов по размещению ОЯТ продлит эксплуатацию ХОЯТ-2 до 2126 г.;

- переработка жидких РАО (ЖРО), накопленных за время эксплуатации Чернобыльской АЭС, на заводе по переработке жидких радиоактивных отходов (ЗПЖРО) требует от 30 до 40 лет;

- промышленный комплекс по обращению с твердыми радиоактивными отходами (ПКОТРО) будет востребован на протяжении всего процесса СЭ и преобразования ОУ в экологически безопасную систему.

Чернобыльская атомная электростанция находилась в эксплуатации в течение 23 лет. За это время на площадке ЧАЭС была создана инфраструктура, обеспечивающая жизнедеятельность и безопасную эксплуатацию ядерного объекта:

- системы отопления, водоснабжения и канализации;
- система электроснабжения, связи и оповещения;
- система пожарной безопасности и аварийного реагирования;
- системы радиационного контроля и обращения с РАО;
- система учета и контроля ядерных материалов;
- система физической защиты;
- транспортные коммуникации для автомобильного и железнодорожного транспорта.

После принятия решения о досрочном снятии ЧАЭС с эксплуатации на площадке ЧАЭС были реализованы проекты, направленные на обеспечение снятия с эксплуатации блоков АЭС и созданы:

- промышленная отопительная котельная;
- ЗПЖРО и ПКОТРО;
- промышленный комплекс по производству металлических бочек и железобетонных контейнеров для хранения РАО.

Начаты работы по созданию новых объектов по обращению с РАО, которые будут включать:

- участки приема, временного хранения и радиационного контроля радиоактивно загрязненных материалов (включая крупногабаритные отходы);
- участки сортировки, фрагментации и дезактивации металлических отходов, железобетонных изделий, кабельной продукции и др.;
- комплекс по переработке радиоактивно загрязненного металла методом плавления;
- временные хранилища долгосуществующих и высокоактивных РАО.

За счет международной технической помощи (МТП) на ЧАЭС ведутся работы по созданию установок:

- очистки вод объекта «Укрытие» от органических примесей и трансурановых элементов;
- освобождения материалов от регулирующего контроля.

В ближайшие годы в зоне отчуждения также планируется сооружение подобных объектов [7], однако это потребует выделения значительных средств из государственного бюджета и длительного времени для разработки проектов и их

реализации. При этом произойдут дублирование функций государственных предприятий и нерациональное расходование средств госбюджета и МТП.

Например, на площадках действующих АЭС Украины ведутся работы по созданию комплексов по переработке РАО, подобные тем, что уже построены на ЧАЭС. Это вынуждает АЭС отвлекать трудовые и финансовые ресурсы от осуществления основной функции – генерации электроэнергии.

В результате строительства объектов инфраструктуры, необходимых для снятия с эксплуатации Чернобыльской АЭС и преобразования объекта «Укрытие» в экологически безопасную систему, на площадке ЧАЭС дополнительно были построены следующие объекты:

- санпропускник на 1430 мест (СП-1430);
- бетонный завод;
- малая строительная база – огороженная бетонированная площадка, включающая необходимую инфраструктуру и складские помещения, грузоподъемные механизмы, автомобильные и железные дороги;
- специально подготовленная площадка для сборки и монтажа крупногабаритных конструкций НБК (бетонированная площадка площадью 50 га);
- отдельный административный корпус.

В 2017 г. будет завершено строительство НБК. Освободятся и могут быть использованы для строительства других объектов площадка для сборки и монтажа конструкций НБК (рис. 1), санпропускник СП-1430, бетонный завод и другие объекты.



а



б

Рис. 1. Площадка для сборки и монтажа крупногабаритных конструкций НБК до (а) и после начала работ (б)

Анализ существующей инфраструктуры на площадке ЧАЭС показывает, что около 80% сооружений и систем, необходимых на этапе строительства и эксплуатации объектов по обращению с ОЯТ и РАО, уже созданы. Их использование позволит сэкономить средства при сооружении других объектов и сократить сроки их строительства.

Общая площадь промышленной площадки ЧАЭС составляет 2980 га. Из них производственные площади – 1540 га. Для выполнения работ и обеспечения достигнутого уровня безопасности на площадке минимальная потребность до 2065 г. составит от 2600 до 1700 человек персонала ГСП ЧАЭС, а также порядка 700 человек обслуживающего персонала (обеспечения санитарно-пропускного режима, организации питания, транспортировки и т. п.) [3]. Согласно финансовым оценкам затраты на обеспечение безопасности и жизнедеятельности площадки составят 56% от стоимости СЭ [14], что соответствует 27 млрд. грн до 2065 г. (550 млн. грн в год). Повторное использование объектов инфраструктуры и площадки ЧАЭС позволит часть расходов отнести на их счет, а заработанные средства направить на СЭ и преобразование ОУ в

экологически безопасную систему, что даст возможность снизить нагрузку на государственный бюджет.

Кроме финансовой составляющей, важную роль при выборе повторного использования территории играют вопросы обеспечения безопасности. Продолжение деятельности в области использования ядерной энергии на площадке ЧАЭС сохранит необходимость активного регулирующего контроля на самой площадке, а также в санитарно-защитной зоне ЧАЭС (10-километровой зоне). С учетом характера радиоактивного загрязнения территории такой шаг позволит обеспечить сохранение достигнутого уровня безопасности.

Повторное использование существующих объектов или использование территории для создания новых можно приравнять к мероприятиям по реабилитации зоны отчуждения. Например, при строительстве НБК территория, прилегающая к объекту «Укрытие», площадью более 50 га в результате выполненных специальных мероприятий получила статус зоны свободного режима (рис. 3). С начала реализации проекта НБК в хранилища ЧАЭС было передано на временное хранение более 12 м³ высокоактивных отходов (ВАО) общей активностью $\approx 1 \times 10^{13}$ Бк. Захоронено 110 тыс. м³ несортированных низко- и среднеактивных ТРО (75% – грунт, 5% – металлические отходы, 20% – железобетонные конструкции). Еще более 100 тыс. м³ технологических материалов (ТМ) находятся на временном хранении на площадке временного складирования технологических материалов (ПВСТМ). После завершения строительства НБК эти материалы подлежат захоронению как РАО (НСА-КСО).

На ГСП ЧАЭС уже накоплен успешный опыт повторного использования объектов для нужд снятия с эксплуатации и преобразования ОУ в экологически безопасную систему:

- часть здания склада свежего топлива используется для временного хранения высокоактивных РАО (ВХТВАО);
- в здании хранилища жидких и твердых отходов (ХЖТО) организовано временное хранилище низко- и среднеактивных долгоживущих отходов и высокоактивных отходов (НСА-ДСО и ВАО);
- в машинном зале блока № 3 организовано место временного хранения демонтированных фрагментов вентиляционной трубы ВТ-2 (радиоактивно загрязненного металла);
- в машинном зале блоков №№ 1, 2 запланировано создание дополнительного комплекса по переработке радиоактивно-загрязненного оборудования и материалов (на данный момент разработано технико-экономическое обоснование);
- на базе береговых насосных станций 1, 2 (БНС-1, 2) созданы дополнительные участки дезактивации.

Выводы

Ввиду того, что площадка ЧАЭС расположена в зоне отчуждения, где отсутствуют население, а также сельскохозяйственная деятельность целесообразно использовать данную площадку для создания производств и технологий по переработке и хранению РАО и ОЯТ, тем более что такие работы на площадке ЧАЭС уже проводятся и часть предлагаемых инициатив реализуется.

Целями дальнейшего развития промышленной площадки Чернобыльской АЭС с учетом решения проблем атомной отрасли Украины являются:

- реализация государственной политики относительно заключительного этапа жизненного цикла объектов атомной энергетики Украины;
- систематизация проектов и предложений, направленных на преобразование площадки ГСП ЧАЭС в промышленно развитую площадку, интегрированную в атомную отрасль Украины;

- создание условий для качественного и постоянного удовлетворения спроса на услуги по снятию с эксплуатации энергоблоков АЭС, обращению с ОЯТ и РАО, обращению с радиоактивно загрязненным оборудованием АЭС, выработавшим свой ресурс;

- снижение техногенной нагрузки на окружающую среду, техногенной безопасности, частичная реабилитация территории;

- снижение удельных затрат на обращение с РАО путем повторного использования переработанного радиоактивно загрязненного металла и уменьшения объемов РАО;

- компенсация деятельности по снятию с эксплуатации ЧАЭС и преобразования объекта «Укрытие» в экологически безопасную систему путем экономического развития промышленной площадки вплоть до полной самокупаемости;

- уменьшение расходов, связанных с хранением РАО и ОЯТ на территории предприятий-производителей;

- снижение стоимости снятия с эксплуатации объектов атомной отрасли Украины в будущем.

Промышленно развитая площадка ЧАЭС, интегрированная в атомный комплекс Украины, обеспечит комплексное решение вопросов заключительного этапа жизненного цикла АЭС Украины (рис. 2). Деятельность предприятия позволит охватить все соответствующие направления:

- снятие с эксплуатации АЭС Украины;

- обращение с ОЯТ АЭС Украины;

- транспортировка, временное хранение, переработка крупногабаритного радиоактивно загрязненного оборудования и РАО;

- изготовление сертифицированных бочек и контейнеров для долгосрочного хранения и захоронения РАО;

- освобождение материалов от регулирующего контроля;

- создание централизованного комплекса по переработке ЖРО;

- создание отраслевого учебного центра по вопросам снятия АЭС с эксплуатации, обращения с РАО и ОЯТ;

- создание научно-технических лабораторий для отработки новых технологий, проведения исследований и выполнения различных расчетов и обоснований;

- перспективная площадка для строительства новых объектов по обращению с ОЯТ и РАО и новых энергоблоков.

Промыленно-развитая площадка ЧАЭС

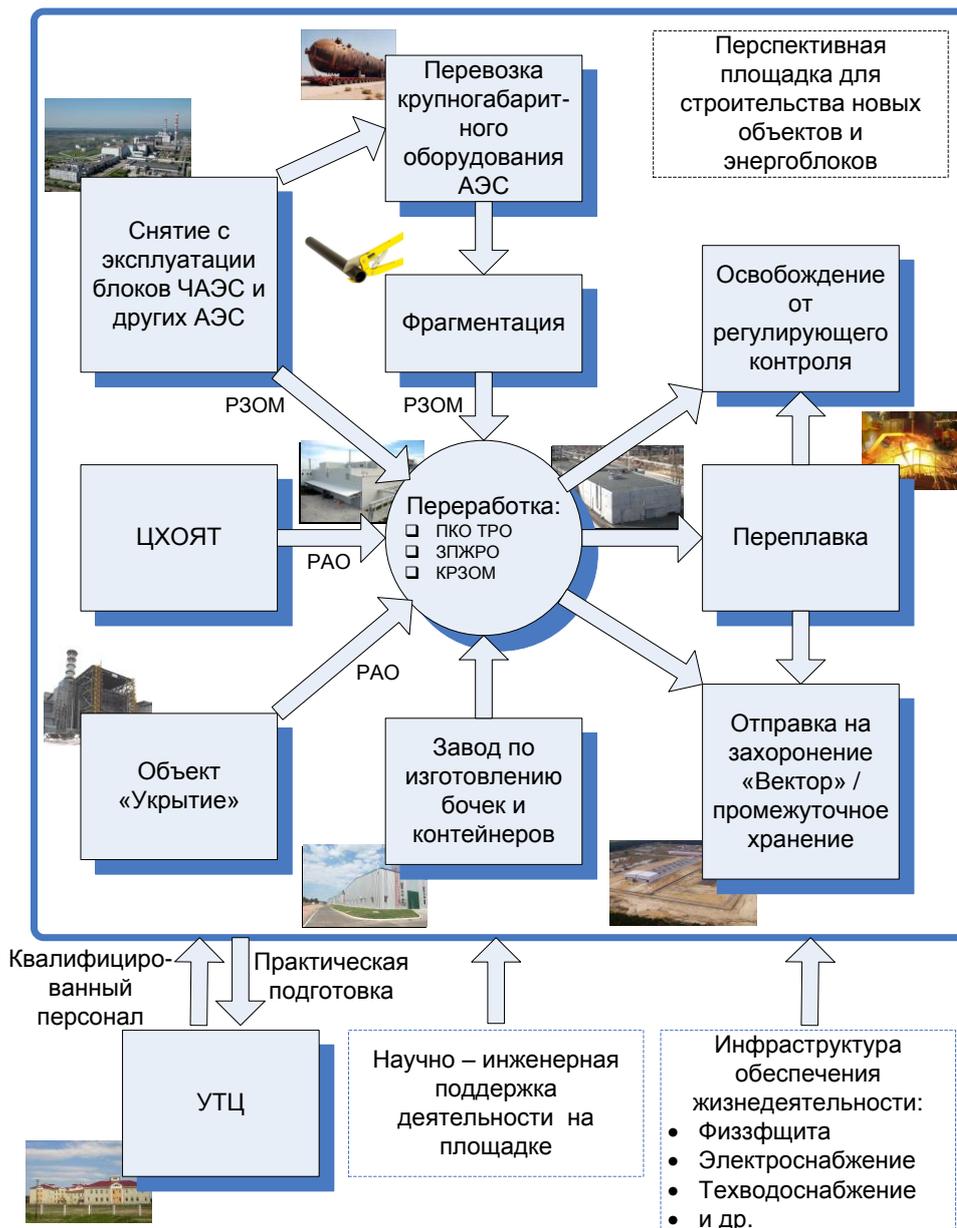


Рис. 2. Комплексный подход к созданию промышленно развитой площадки ЧАЭС

В сфере экологии основными результатами будут:

- снижение уровня вредного воздействия РАО и ОЯТ на окружающую среду и здоровье человека;
- уменьшение в густонаселенных районах страны количества объектов по обращению с ОЯТ и РАО и снижение техногенных нагрузок на окружающую среду;
- создание условий для ускорения ликвидации последствий Чернобыльской катастрофы;
- существенное уменьшение риска возникновения радиационных аварий.

В социальной сфере основными результатами будут:

- уменьшение социально-психологической напряженности в обществе, озабоченном нерешенными проблемами обращения с ОЯТ и РАО и потенциальной возможностью радиационных аварий;

- формирование позитивного отношения к применению ядерных и радиационных технологий благодаря осуществлению реальных действий со стороны государства по обеспечению безопасности населения и окружающей среды;
- создание более безопасных условий труда и уменьшение рисков потенциального облучения персонала специализированных предприятий;
- создание условий для интенсивного промышленного развития территорий зоны отчуждения, новых рабочих мест, повышение уровня жизни населения.

СПИСОК ЛІТЕРАТУРИ

1. *Порядок звільнення майданчиків атомних електростанцій від регулюючого контролю після завершення робіт із зняття з експлуатації.* Затверджено Наказом Державної інспекції ядерного регулювання України від 28.11.2013 № 136.
2. *Рівні обмеженого звільнення для майданчика ЧАЕС і матеріалів від регулюючого контролю (радіаційно-гігієнічні критерії кінцевого стану промислового майданчика ЧАЕС при знятті з експлуатації.* – К., 2008.
3. *Програма снятия с эксплуатации Чернобыльской АЭС,* Инв. № 47 от 22.04.2008/ГСП ЧАЭС, 2008.
4. *Постанова Верховної Ради України від 29.10.1991 № 1726-ХІІ «Про невідкладні заходи у зв'язку з виведенням з експлуатації Чорнобильської АЕС».*
5. *Концепція снятия с эксплуатации Чернобыльской АЭС (основные положения),* Инв. № 161-э/2/ПО ЧАЭС, 1992.
6. *Програма снятия с эксплуатации Чернобыльской АЭС,* Инв. № 246/9-ЭД/ПО ЧАЭС, Славутич, 1992.
7. *Закон України від 17.09.2008 № 516-VI «Про Загальнодержавну цільову екологічну програму поводження з радіоактивними відходами».*

СТРАТЕГІЧНА МЕТА ЗНЯТТЯ З ЕКСПЛУАТАЦІЇ БЛОКІВ №№ 1, 2, 3 ЧОРНОБИЛЬСЬКОЇ АЕС – ПРОМИСЛОВО РОЗВИНЕНИЙ МАЙДАНЧИК

О. О. Соколов, Д. А. Стельмах, В. К. Кучинський, А. М. Платоненко

Державне спеціалізоване підприємство «Чорнобильська АЕС»

Виконано огляд можливості повторного використання майданчика Чорнобильської АЕС. Розглянуто наявну інфраструктуру Чорнобильської АЕС та проведено аналіз потреби її використання на найближчі 100 років для забезпечення експлуатації об'єктів поводження з РАВ. Показано можливість розвитку цієї території як промислово розвиненого майданчика з дальшою інтеграцією в атомний промисловий комплекс України для вирішення завдань поводження з ВЯП та РАВ, а також зняття з експлуатації АЕС України.

Ключові слова: промислово розвинений майданчик, Чорнобильська АЕС, радіоактивні відходи

STRATEGIC GOAL OF CHERNOBYL NPP UNITS 1, 2, 3 DECOMMISSIONING –INDUSTRIALLY DEVELOPED SITE

Ye. Sokolov, D. Stelmakh, V. Kuchynskyi, A. Platonenko

State Specialized Enterprise «Chernobyl NPP»

The possibility to re-use the Chernobyl NPP site was reviewed. The existing Chernobyl NPP infrastructure was reviewed, and the need of its usage for the nearest 100 years to ensure operation of RAW management facilities was analyzed. The possibility to develop this area as “the industrially developed site” with its further integration into the nuclear industrial complex of Ukraine to address SNF and RAW management tasks, as well as to decommission the Ukrainian NPPs, was shown.

Keywords: industrially developed site, Chernobyl NPP, radioactive waste

ПРОБЛЕМА ВИЗНАЧЕННЯ ДОЦІЛЬНОСТІ ДЕЗАКТИВАЦІЇ РАДІОАКТИВНО ЗАБРУДНЕНИХ ОБ'ЄКТІВ НА ТЕРИТОРІЇ ЗОНИ ВІДЧУЖЕННЯ ТА ШЛЯХИ ЇЇ ВИРІШЕННЯ

Д. В. Городецький, В. В. Деренговський, Л. І. Павловський

Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, м. Чорнобиль

Проаналізовано проблему доцільності дезактивації радіоактивно забруднених об'єктів, що утворилися під час аварії на ЧАЕС, техніки та обладнання, які було забруднено під час ліквідації цієї аварії, а також проблеми діяльності зі зняття з експлуатації ЧАЕС і мінімізації наслідків аварії на території Чорнобильської зони відчуження. Доцільність дезактивації визначається для кожного окремого випадку на підставі багатьох чинників, у тому числі результатів аналізу «доз–витрат–вигоди». Важливим чинником, який може суттєво впливати на рішення щодо доцільності дезактивації радіоактивно забруднених об'єктів, є застосування для її виконання нових ефективніших та економних технологій дезактивації.

Ключові слова: Чорнобильська зона відчуження, дезактивація, радіоактивно забруднені об'єкти, новий безпечний конфайнмент об'єкта «Укриття» (НБК ОУ)

Вступ

Радіоактивно забруднені об'єкти (РЗО) – будівельні матеріали та конструкції, технічне обладнання й механізми, які зазнали радіоактивного забруднення внаслідок аварії на ЧАЕС або характеризуються радіоактивним забрудненням, що виникло внаслідок її колишньої нормальної експлуатації, та потребують організації безпечного для навколишнього середовища поводження з ними після вилучення їх.

Утворення РЗО є наслідком трьох основних напрямів сучасної діяльності в Чорнобильській зоні відчуження (ЧЗВ), які спрямовано на очищення її території від радіоактивних матеріалів техногенного походження та переведення їх у контрольований стан, а саме:

- роботи з мінімізації наслідків аварії;
- перетворення ОУ на екологічно безпечну систему;
- зняття з експлуатації Чорнобильської АЕС.

Загальні обсяги РЗО, які утворюватимуться на території ЧЗВ, важко піддаються прогнозуванню та становлять десятки тисяч тонн різних за походженням і ступенем радіоактивного забруднення матеріалів.

Значна частина РЗО є цінною технічною сировиною, і забезпечення її дезактивації для повторного використання в промисловості становить важливу науково-технічну проблему. Окрім того, часткова дезактивація РЗО, які потенційно належать до категорії довгоіснуючих високоактивних радіоактивних відходів (ВАВ), призведе до значної економії коштів для подальшого зберігання їх за рахунок переведення у менш небезпечну категорію радіоактивних відходів (РАВ).

Проблема визначення доцільності виконання дезактивації РЗО полягає в тому, що для отримання позитивного рішення треба проаналізувати значну кількість радіологічних, технічних та економічних факторів, які, зважаючи на різноманітність походження і властивостей РЗО, мають широку амплітуду значень. Також слід урахувувати те, що за тривалий період робіт із перетворення ОУ на екологічно безпечну систему (кілька десятків років) можливі позитивні зміни щодо собівартості виконання дезактивації як унаслідок упровадження нових технологій, так і за рахунок удосконалення та зменшення собівартості вже відомих.

Роботу присвячено визначенню переліку й аналізу вихідних даних, потрібних для забезпечення формалізації прийняття рішень щодо доцільності виконання дезактивації РЗО, які утворюються внаслідок техногенної діяльності на території ЧЗВ.

Характеристика техногенних РЗО, дезактивація яких потенційно доцільна

До найпоширеніших РЗО, які утворюються внаслідок діяльності на території Чорнобильської зони відчуження, належать такі їхні різновиди:

- металеві будівельні конструкції, механізми та обладнання;
- будівельні конструкції з мінеральної сировини (бетону, цегли);
- сипучі будівельні матеріали (пісок, щебінь) і ґрунт.

Слід зазначити, що повторне використання забруднених бетонних і цегляних будівельних конструкцій та матеріалів, які не належать (за результатами обстеження) до категорії РАВ, практично не передбачається. Після вилучення та обстеження вони зберігатимуться на спеціальних тимчасових або постійних майданчиках для складування. Але можливі випадки, коли за результатами обстеження вилучених будівельних матеріалів вони потрапляють до категорії ВАВ. У таких випадках доцільно локалізувати осередки ВАВ, фрагментувати або дезактивувати виявлені будівельні конструкції та матеріали. Це також дасть позитивний економічний ефект.

Таким чином, найпоширенішими РЗО, дезактивація яких потенційно доцільна з огляду на можливість повторного використання їх, є металеві будівельні конструкції, механізми та обладнання.

У документі [1] наведено дані, відповідно до яких за станом на 2006 р. у зоні відчуження було зосереджено понад 1 млн. т чорного металу, який можна використовувати в металургії. Основна частина цих РЗО належить до низькоактивних відходів (90–95%). Через 20 років після аварії радіоактивне забруднення РЗО в зоні відчуження визначалося переважно цезієм-137 (83%), стронцієм-90 (14%), а також незначною кількістю ізотопів плутонію та продуктів їхнього розпаду.

За характером розподілу, відповідно до якого визначаються спосіб дезактивації та подальше поводження з РЗО, забруднення можна поділити на поверхневе, об'ємне та змішаного типу. Найпридатнішими для успішного виконання дезактивації є металеві будівельні конструкції, механізми та обладнання, які зазнали забруднення у післяаварійний період і зазвичай характеризуються неглибоким поверхневим забрудненням.

Частину металевих конструкцій і механізмів, які було забруднено та які розміщувалися на території зони відчуження, після проведення дезактивації до рівнів зняття з контролю вивезли за її межі для використання в народному господарстві (транспортні засоби, крани «Demag» та інше) та як металобрухт. Але застарілі високовитратні методи дезактивації та значне забруднення багатьох металевих РЗО, великі запаси яких іще перебувають в зоні відчуження, не дають змоги зменшити обсяги РАВ і використати частину цих РЗО в промисловості.

Металеві РЗО, які вилучатимуться з об'єкта «Укриття» та які зазнали забруднення в момент аварії внаслідок явища термічної дифузії, характеризуються найбільш

негативними стосовно дезактивації властивостями. Для таких об'єктів доцільне застосування часткової дезактивації з метою переведення цих РЗО до менш небезпечної категорії РАВ, що матиме також досить суттєвий економічний ефект.

Аналіз «доз–витрат–вигоди» під час прийняття рішення щодо доцільності виконання дезактивації РЗО

Згідно з вимогами нормативного документа [2] гарантування радіаційної безпеки та протирадіаційного захисту під час практичної діяльності відбувається за такими основними принципами:

- будь-яка практична діяльність, що супроводжується опроміненням людей, не повинна здійснюватися, якщо вона не дає більшої користі опроміненню особам або суспільству в цілому порівняно зі шкодою, якої вона завдає (принцип виправданості);
- рівні опромінення від усіх значущих різновидів практичної діяльності не повинні перевищувати встановлених меж доз (принцип неперевищення);
- рівні індивідуальних доз та/або кількість осіб, що опромінюються, по відношенню до кожного джерела випромінювання мають бути настільки низькими, наскільки цього можна досягнути з огляду на економічні й соціальні чинники (принцип оптимізації (ALARA)).

Одним з основних заходів щодо застосування принципу оптимізації є мінімізація опромінення персоналу й населення техногенними джерелами іонізуючого випромінювання, якими є РЗО. Для зменшення такого впливу на персонал і населення пропонується проведення демонтажу, фрагментації, паспортизації та дезактивації таких джерел. Розглянемо останню технологічну операцію детальніше.

На сьогодні в зоні відчуження не визначено чіткого алгоритму для прийняття рішення щодо доцільності дезактивації фрагмента РЗО тим чи іншим методом. Тому для оптимізації витрат коштів, матеріальних та людських ресурсів, а також для зменшення обсягу утворюваних РАВ пропонується створити таку методику.

За основу методики пропонується взяти рекомендації Міжнародної комісії з радіаційного захисту (МКРЗ) та основних нормативних документів України, зони відчуження й ДСП ЧАЕС. Найважливішим компонентом підходу МКРЗ до оптимізації є кількісне визначення результатів досліджень з оптимізації в тих випадках, коли це можливо. У виданих раніше публікаціях [3] рекомендованим методом був аналіз витрат і вигоди. У джерелі [4] метод аналізу витрат і вигоди наводиться як приклад, проте там рекомендовано для використання й інші методи. Практичні керівні матеріали щодо застосування цих методів викладено в роботі [5]. Найуніверсальнішим (проте і найскладнішим у використанні) методом, запропонованим в цих публікаціях, є метод багатокритеріального аналізу функції бажаності як більш розширений метод аналізу «دوزи–витрати–вигоди».

Сутність методу багатокритеріального аналізу функції бажаності полягає у введенні агрегованого критерію, в якому об'єднуються всі інші критерії. З цією метою для кожного критерію здійснюється побудова функції бажаності $u_j(x)$, яка відображає область зміни кожного з критеріїв x в діапазоні балів, що змінюються від 0 до 1.

Узагальнений показник ефективності W_i i -го варіанта здійснення заходу визначається як сума відповідних функцій бажаності:

$$W_i = \sum_{j=1}^n k_j \cdot u_j(x_{ji})$$

з ваговими коефіцієнтами k_j , які вибираються так, щоб

$$\sum_{j=1}^n k_j = 1$$

Різновид функцій бажаності u_j та значення вагових коефіцієнтів k_j обираються залежно від вихідних даних, проектних рішень, прийнятих критеріїв і способів отримання їх числових значень, а також шкали переваг обраних критеріїв.

Для аналізу доцільності проведення дезактивації треба встановити основні критерії, за якими виконуватиметься оцінка. З огляду на досвід виконання робіт щодо посилення балок Б1/Б2 ОУ, проекту стабілізації будівельних конструкцій ОУ, вибору варіанта будівництва НБК, а також вимоги українських та міжнародних норм і рекомендацій щодо дотримання принципу ALARA до розгляду запропоновано такі основні критерії:

- 1) Сд – вартість виконання дезактивації;
- 2) Сз – вартість поводження недезактивованих РЗО;
- 3) Св – вартість можливої фінансової вигоди від використання РЗО після проведенні дезактивації;
- 4) Дд – колективна ефективна доза (КЕД) при реалізації дезактивації;
- 5) Дз – колективна ефективна доза (КЕД) при поводженні з РЗО, що не зазнали дезактивації;
- 6) F – фінансовий ризик;
- 7) Т – час реалізації проекту;
- 8) Q – величина ризику наявності об’єктів інфраструктури щодо поводження з утворюваними фрагментами РЗО (в тому числі ВАО).

Усі наведені вище критерії залежно від ступеня опрацювання технічних рішень, повноти та достовірності вихідних даних може бути розраховано з певною відносною похибкою. При відсутності повноти та/або достовірності вихідних даних, а також при недостатній детальності опрацювання технічних рішень за допомогою експертних систем провадиться оцінка потрібних даних, і відповідні критерії матимуть оцінні значення із зазначенням відносною похибки. Крім того, в загальному випадку всі критерії можуть бути як кількісними, так і якісними. Найчастіше якісними є критерії, які оцінено за допомогою експертних систем.

Розглянемо детальніше вибрані основні критерії. У більшості випадків перші сім критеріїв є кількісними. Одиниці вимірів критеріїв – 1, 2, 3 та 6 – тис. грн., 4 і 5 – Зв., 7 – роки – визначаються під час удосконалення технології дезактивації.

Восьмий критерій у більшості випадків є якісним. Теоретично якісну оцінку може бути виконано різними способами. Один із найдоступніших і достатньо обґрунтованих – застосування методу експертних оцінок.

Для обчислення величини ризику об’єктів інфраструктури щодо поводження з утворюваними фрагментами РЗО скористаємося методом безпосереднього оцінювання на основі універсальної 9–бальної шкали. Якщо проаналізувати вказані критерії, шкала оцінок матиме такий вигляд:

- 1 – ризик, яким можна знехтувати;
- 3 – низький ризик;
- 5 – незмінний ризик;
- 7 – високий ризик;
- 9 – неприйнятний ризик;
- 2, 4, 6, 8 – проміжні значення між сусідніми значеннями шкали.

Як запобіжний захід узгодженості думок експертів можна прийняти розбіжність в оцінках не більше ніж 2 бали, що відповідає приблизно 20% похибки всієї шкали. Отримувати точніші значення немає сенсу, оскільки кількісні критерії не може бути обчислено з більшою точністю (похибки приладів вимірювання, складання технологічних карт, вихідних даних і т. ін.).

Цей метод пройшов експертизу в регулювальних органах України з радіаційної безпеки в рамках документів Плану здійснення Заходів (ПЗЗ) під час прийняття рішення щодо доцільності реалізації стабілізаційних заходів «Посилення західної і східної опори балки

«Мамонт», вибору варіанта конструкції НБК, а також у процесі прийняття рішення щодо відкладеного демонтажу нестабільних конструкцій ОУ в рамках робіт із ПК-2. Він показав свою ефективність та універсальність за умови його коректного застосування.

Сучасні ефективні методи дезактивації, застосування яких може підвищити рентабельність її

У процесі експлуатації інтегрованого об'єкта НБК ОУ передбачено використання традиційних методів дезактивації за допомогою спеціальних розчинів [6]. Такий підхід найефективніший у разі дезактивації слабкозабруднених конструкцій НБК, обладнання та засобів індивідуального захисту, тому що рівень їхнього вторинного радіоактивного забруднення буде відносно невисоким, глибина дифузії радіонуклідів – незначною, а кількість вторинних відходів – помірною.

Проте в процесі ліквідації наслідків аварії на ЧАЕС відбудеться зміна якісних характеристик РЗО, які потребуватимуть дезактивації. Це в першу чергу конструкції із залізобетону та великогабаритне обладнання 4-го енергоблока (РЗМ, мостовий кран, барабани-сепаратори, трубний накат над центральним залом тощо), які зазнали радіоактивного забруднення безпосередньо в момент аварії. Такі матеріали характеризуються більшою глибиною поверхневого забруднення внаслідок високотемпературної дифузії паливного пилу. При цьому кількість ВАВ, що утворилися за рахунок поверхневого забруднення паливним пилом, врахувати неможливо, але такі матеріали, безперечно, становитимуть основний обсяг ВАВ.

Зазначені обставини спонукають до потреби запровадження більш ефективних способів дезактивації вказаних вище конструкцій та обладнання, які б дали змогу виконувати дезактивацію на значно більшу глибину та з мінімальною кількістю вторинних відходів. Так, для дезактивації конструкцій, забруднених у результаті аварії на ЧАЕС, перспективним є використання технології очищення поверхні за допомогою гранул сухого льоду CO₂ (криогенний бластинг) [7]. Спеціальний пристрій розпилює гранули сухого льоду зі швидкістю до 300 м/с на поверхню, яку очищують. Під дією гранул льоду верхній шар поверхні миттєво охолоджується до -79°C та стає крихким (термічний ефект). Під час зіткнення з поверхнею гранули льоду вибухають за рахунок надшвидкої (кілька мілісекунд) сублімації до газоподібного стану і відокремлюють частинки речовини поверхні, які видаляються з наступним потоком гранул (механічний ефект). При цьому гранули льоду повністю випаровуються, а частки речовини поверхні затримуються на повітряних фільтрах під час видалення газової суміші з робочої зони. Перевагою криогенного бластингу є відсутність утворення вторинних відходів, а відфільтровану газову суміш можна викидати в навколишній простір (усередину НБК ОУ).

Цей метод є особливо ефективним для дезактивації металевих поверхонь і широко використовується в атомній енергетиці. Так, технологію криогенного бластингу було застосовано фірмою «Toshiba» при створенні робота для дезактивації конструкцій, зруйнованих в результаті аварії на АЕС «Фукусіма-1» (Японія).

Очистити поверхню металевих конструкцій, де від 90% до 95% радіоактивного забруднення зазвичай зосереджено у верхньому (150–200 мкм) шарі, можна за допомогою випаровування з використанням імпульсного лазера. Ця технологія також характеризується економічністю за рахунок відсутності вторинних відходів. На нинішній момент уже розроблено промислові зразки такого обладнання для дезактивації, яке може працювати дистанційно [8].

Для очищення поверхні з бетону ефективним є такий метод лазерної дезактивації як застосування наносекундного лазера з великою піковою потужністю (до кількох МВт), який видаляє забруднений шар завдяки випаровуванню та супутньому ефекту теплового

удару. Швидкість дезактивації таким методом – кілька м² на годину, глибина дезактивації за один «прохід» становить 5 мм та більше [7]. За допомогою лазерних технологій можна використовувати різні ефекти, зокрема сколювання, термічне відшарування та випаровування. Лазерний метод також не призводить до утворення вторинних відходів.

Лазери можуть також використовуватися для закріплення пилу методом оплавлення бетонної поверхні. При застосуванні 2,5-кіловатного діодного лазера швидкість оплавлення бетону сягає майже 2 м²/год. Така технологія може бути досить ефективною в процесі демонтажу конструкцій ОУ та дальшого перетворення його для зменшення здійснення пилу.

Найефективнішим методом дезактивації може стати комбінований метод, при якому виконують обдування забрудненої поверхні сухим льодом та одночасне нагрівання матеріалу лазерним променем. Випробування цього методу показало, що матеріал видалявся у вигляді невеличких (до 0,5 мм) уламків, це спрощує процес фільтрації з використанням, приміром, фільтрів-циклонів. При цьому товщина поверхневого шару бетону, що видаляється, становить 5 мм, а швидкість видалення шару – 1500 см³/год [7]. Таким чином, упровадження й адаптація до умов інтегрованого об'єкта НБК ОУ (ДСП ЧАЕС) сучасних методів дезактивації (криогенного бластингу, лазерного методу та інших) дасть змогу суттєво підвищити рівень радіаційної безпеки та мінімізувати обсяги довгоіснуючих та високоактивних РАВ, які утворюватимуться в процесі перетворення ОУ та під час робіт зі зняття з експлуатації ЧАЕС.

Висновки

Проблема визначення доцільності дезактивації радіоактивно забруднених об'єктів на території Чорнобильської зони відчуження сьогодні є досить актуальною, проте її недостатньо вивчено з наукового погляду щодо прийняття оптимальних рішень. Крім того, існує проблема браку вихідних даних щодо обсягів та характеристик радіоактивного забруднення металевих будівельних конструкцій, механізмів та обладнання в зоні відчуження й у ДСП ЧАЕС, а також щодо потреби випробування та впровадження новітніх методів дезактивації в умовах зони відчуження. Дня вирішення виявлених проблем надалі слід виділити такі:

- створити базу даних радіоактивно забруднених об'єктів (металевих будівельних конструкцій, механізмів та обладнання) зони відчуження з їхніми характеристиками;
- створити методику прийняття рішення про доцільність дезактивації для РЗО зони відчуження;
- випробувати та впровадити найприйнятніші сучасні методи дезактивації в умовах зони відчуження.

СПИСОК ЛІТЕРАТУРИ

1. Кузнецов В., Острецов И., Топонов А., Шингаркин М. Оценка рисков облучения населения России. Доклад [Электронный ресурс]. – Режим доступа: [http://www.seu.ru/projects/metal/report_version_5\[0\].doc](http://www.seu.ru/projects/metal/report_version_5[0].doc).
2. ДГН 6.6.1.-6.5.001-98. Норми радіаційної безпеки України (НРБУ–97). Державні гігієнічні нормативи. МОЗ України, 1997.
3. *Cost-Benefit Analysis in the Optimization of Radiation Protection*. ICRP Publication 37. Ann. ICRP 10 (2–3), 1983.
4. ICRP Publication #55. «Optimization and Decision-Making in Radiological Protection» A report of a Task Group of Committee 4 of the International Commission on Radiological Protection, Oxford, New York–Toronto, Pergamon Press. – 1988. – 60 p.

5. *Commission of the European Communities, ALARA: From Theory Towards Practice, Rep. EUR 13796, CEC, Luxembourg, 1991. National Council on Radiation Protection And Measurements, Dose Control at Nuclear Power Plants, NCRP Rep. No. 120, NCRP, Bethesda, MD, 1994.*
6. *ПК-1. ЛП-6. Защитное сооружение с технологическими системами жизнеобеспечения и необходимой инфраструктурой. – Т. 5: Обращение с РАО и решения по дезактивации оборудования и конструкций. SIP-N-KP-22-E06-TEN-050_01/99-925.100.011.OT05.*
7. *Шульга Н. А., Блинова И. В., Соколова И. Д. Технология дезактивации оборудования при выводе из эксплуатации ядерных установок // Атомная техника за рубежом. – 2007. – № 7. – С. 3–8.*
8. *Мутин Т. Ю. Лазерная дезактивация металлических поверхностей // Автореф. канд. техн. наук.: 05.27.03/ – С.-Петербург. нац. исслед. ун-т информ. технологий механики и оптики. –СПб., 2012. – 18 с.*

**ПРОБЛЕМА ОПРЕДЕЛЕНИЯ ЦЕЛЕСООБРАЗНОСТИ ДЕЗАКТИВАЦИИ
РАДИОАКТИВНО ЗАГРЯЗНЕННЫХ ОБЪЕКТОВ НА ТЕРРИТОРИИ ЗОНЫ
ОТЧУЖДЕНИЯ И ПУТИ ЕЕ РЕШЕНИЯ**

Д. В. Городецкий, В. В. Деренговский, Л. И. Павловский

Институт проблем безопасности АЭС НАН Украины, г. Чернобыль

Проанализирована проблема целесообразности дезактивации радиоактивно загрязненных объектов, образовавшихся во время аварии на ЧАЭС, техники и оборудования, которые были загрязнены во время ликвидации этой аварии, а также деятельности по снятию с эксплуатации ЧАЭС и минимизации последствий аварии на территории Чернобыльской зоны отчуждения. Целесообразность дезактивации определяется для каждого отдельного случая на основании многих факторов, в том числе результатов анализа «доз–затрат–выгоды». Важным фактором, который может существенно влиять на решение о целесообразности дезактивации радиоактивно загрязненных объектов, является применение для ее выполнения новых, более эффективных и экономичных технологий дезактивации.

Ключевые слова: Чернобыльская зона отчуждения, дезактивация, радиоактивно загрязненные объекты, новый безопасный конфайнмент (НБК ОУ)

**ISSUES FEASIBILITY OF DECONTAMINATION OF RADIOACTIVELY
CONTAMINATED OBJECTS IN THE EXCLUSION ZONE AND ITS SOLVING**

D. V. Gorodetskiyy, V. V. Derengovskiyy, L. I. Pavlovsky

Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants NAS of Ukraine, Chornobyl

The state issues feasibility of decontamination of radioactively contaminated objects formed during the accident, technology and equipment that have been contaminated during the liquidation of the accident decommissioning of Chernobyl and minimize the consequences of the exclusion zone. The feasibility of decontamination is determined for each individual case based on many factors, including the results of the analysis «dose–costs–benefits». An important factor that can significantly affect the decision about whether decontamination of radioactively contaminated sites is to use it to comply with new, more efficient and cost-effective technologies for decontamination.

Keywords: Chernobyl Exclusion Zone, decontamination, radioactively contaminated objects, new safety confinement of the Shelter object (NSC SO)

РОЗРАХУНКИ КОНТЕЙНЕРА ДЛЯ БЕЗПЕЧНОГО ДОВГОСТРОКОВОГО ЗБЕРІГАННЯ Pu-Be-ДЖЕРЕЛ

В. Г. Батій¹, С. В. Купріяничук¹, С. С. Підберезний¹, В. М. Рудько¹, Д. В. Федорченко²,
А. О. Холодюк¹

¹Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, м. Чорнобиль

²ННЦ «Харківський фізико-технічний інститут» НАН України, м. Харків

Проведено математичне моделювання захисних характеристик контейнера для довгострокового зберігання відпрацьованих джерел швидких нейтронів ^{238,239}Pu-Be з урахуванням не тільки нейтронного, а й гамма-випромінювання за рахунок усіх головних фізичних процесів, які можуть впливати на рівень радіаційної безпеки. Показано, що внесок у дозу за рахунок гамма-випромінювання приблизно такий самий як і за рахунок нейтронів. Розроблено компонування джерел швидких нейтронів у касеті за допомогою комп'ютерного моделювання

Ключові слова: математичне моделювання, контейнер, джерело, довгострокове зберігання

Вступ

Проблема безпечного поводження з відпрацьованими джерелами іонізуючого випромінювання (ВДІВ) є однією з найгостріших радіоекологічних проблем в Україні [1]. У нинішній час в Україні накопичено велику кількість ВДІВ (близько 500 000 джерел різних типів та конструкцій), які зберігаються на майданчиках спеціалізованих підприємств із поводження з радіоактивними відходами Державної корпорації «УкрДО «Радон», а також використовується в медицині, науці та промисловості.

Для вирішення цієї проблеми було прийнято рішення про будівництво в зоні відчуження ЧАЕС спеціалізованого сховища ВДІВ.

Централізоване сховище для довгострокового зберігання ВДІВ (ЦСВДІВ) було споруджено в комплексі виробництв «Вектор» у зоні відчуження та призначено для приймання, сортування, оброблення, кондиціонування, паспортизації й дальшого довгострокового зберігання радіоактивних відходів у вигляді відпрацьованих джерел альфа-, бета-, гамма- та нейтронного випромінювання. ЦСВДІВ має забезпечити централізоване розміщення всього обсягу ВДІВ України.

Однією з невирішених проблем залишається створення контейнерів для довгострокового зберігання джерел швидких нейтронів (ДШН). Найпоширенішими є ²³⁹Pu-Be-джерела типу ДШН-7, ДШН-8 та ДШН-9 [2].

Певна річ, що під час розрахунку захисних властивостей нейтроннозахисних контейнерів враховується тільки вплив нейтронів, максимум – гамма-випромінювання внаслідок радіоактивного розпаду ізотопів Pu. Але в низці робіт аналізуються інші фізичні процеси, які суттєво впливають на потужності доз (ПД) при зберіганні ДШН. Так, у роботі [3] розглянуто особливості ізотопного нейтронного ²³⁹Pu-Be-джерела, як комплексного випромінювача нейтронів, первинних та вторинних гамма-квантів й показано, що жорстке гамма-випромінювання, супутнє (α, n) реакції, а також вторинне гамма-випромінювання значною мірою формують сумарну дозу випромінювання від нейтронного джерела. У роботі доведено, що використання бору як добавки до матеріалу захисту є дорогим і малоефективним, а рівень активації матеріалів біологічного захисту за 50 років буде дуже незначним навіть порівняно з рівнем природної радіоактивності бетону.

© В. Г. Батій, С. В. Купріяничук, С. С. Підберезний, В. М. Рудько,
Д. В. Федорченко, А. О. Холодюк, 2017

У роботі [4] з метою розроблення екранування для ізотопного джерела нейтронів $^{239}\text{Pu-Be}$ було проведено розрахунки методом Монте-Карло з використанням коду MCNP5. Зокрема було вивчено вплив зворотного розсіювання нейтронів бетонними стінами при зберіганні джерела в контейнері з парафіновим захистом. В інших дослідженнях [5] оцінено нейтронно-захисні властивості звичайного й важкого бетону, модифікованих епоксидною смолою та оксидом гадолінію. Спочатку ефективність екранування від нейтронів із реакторного джерела нейтронного потоку та Pu-Be моделювалася за допомогою коду MCNP, а потім провадилося порівняння результатів моделювання за допомогою MCNP й реального експерименту.

У роботі [6] вивчалися потоки та спектри нейтронів, що випромінюються з плутоній-берилієвих джерел UNLV, за допомогою розрахунків за кодами MCNPX/5. Результати моделювання зрештою було перевірено з використанням спеціально підібраних активаційних детекторів, призначених для оцінки розподілу енергії та потоку нейтронів. Аналізувалися різниці спектрів джерел із різним ізотопним складом.

У роботі [7] MCNP5 було використано для моделювання джерела $^{239}\text{Pu-Be}$, щоб спроектувати екранування від нейтронного та гамма-випромінювання.

Грунтовні дослідження характеристик нейтронного та гамма-випромінювання $^{239}\text{Pu-Be}$ -джерел і можливості екранування їх виконано в Інституті трансуранових елементів Об'єднаного дослідницького центру Європейської комісії [8]. Предметом вивчення було джерело ДШН-12, ідентичне за характеристиками джерелам ДШН-7, ДШН-8 та ДШН-9. Усі джерела такого типу було виготовлено на одному й тому ж самому підприємстві «Маяк» [2]. У цій роботі [8] було одержано задовільне узгодження між експериментальною та розрахунковою потужністю дози нейтронів від ДШН-12. Було виявлено, що розбіжність між виміряною та обчисленою потужністю дози фотонів досить висока, що, можливо, потребує дальшого вивчення. Імовірна причина – недостатньо точні дані щодо ізотопного складу та маси Pu.

Проведені розрахунки [8] показують, що нейтронні та фотонні дози від Pu-Be-джерела ДШН-12 може бути знижено до розумного рівня при використанні реалістичної кількості традиційних захисних матеріалів. Застосування додаткових спеціальних захисних матеріалів, наприклад борованого поліетилену високого тиску, вочевидь, може додатково поліпшити характеристики радіаційного захисту. Багатошарове екранування, ймовірно, потрібне для забезпечення ефективного зменшення сумарної дози змішаного нейтрон-фотонного випромінювання.

Загальний підхід та методика математичного моделювання захисних властивостей контейнера для збереження Pu-Be-джерел було наведено в роботі [9], попередні результати розрахунків контейнера для довгострокового зберігання джерел ДШН-9 – у роботі [10].

Мета цієї роботи – визначити максимальну активність і, відповідно, максимальну кількість нейтронних джерел різного типу (ДШН-7, ДШН-8, ДШН-9) або їхньої суміші, виходячи з принципу неперевищення встановлених критеріїв максимальної ПД. Для досягнення цієї мети було оптимізовано розміщення ДШН в контейнері, розроблено математичні моделі ДШН та контейнера, проведено математичне моделювання методом Монте-Карло з використанням програм MCNP та Scale.

Аналіз цих робіт виконано з метою оцінки впливу нейтронного та гамма-випромінювання на ПД, а саме виявлення найсуттєвіших фізичних процесів, що впливають на збільшення ПД. Також розглядалися процеси, які не мають суттєвого значення для ПД та якими можна знехтувати.

Фізична модель Pu-Be-джерел

Основний внесок у потужність дози дають нейтрони та гамма-кванти.

Нейтронне випромінювання в альфа-берилієвих джерелах утворюється здебільшого за рахунок ${}^9\text{Be}(\alpha, n){}^{12}\text{C}$ реакції. У Pu-Be-джерелах первинні нейтрони утворюються переважно в реакції зі збудженням 1-го рівня ядра ${}^{12}\text{C}$:



Гамма-випромінювання (4,44 MeV) продукується тільки при розпаді першого збудженого стану до основного стану ${}^{12}\text{C}$. Інші рівні розпадаються з випромінюванням альфа-частинок (розпад ${}^{12}\text{C}$ на три альфа-частинки).

Аналіз даних показав, що для розрахунку доз від гамма-квантів з енергією 4,44 MeV доцільно брати величину виходу гамма-квантів 60% від виходу нейтронів (консервативно).

Внесок від ефекту спонтанного та вимушеного поділу ізотопів Pu та ${}^{241}\text{Am}$, а також в $(n, 2n)$ – реакції на ${}^2\text{Be}$ та інших нуклідах, присутніх в джерелах, є відносно невеликим і дає малий внесок у ПД [11].

Джерела ${}^{239}\text{Pu}$ -Be, що містять, як правило, певні домішки ${}^{241}\text{Pu}$, мають тенденцію до збільшення виходу нейтронів, оскільки ${}^{241}\text{Pu}$ є бета-випромінювачем із періодом напіврозпаду 14,33 року та розпадається на ${}^{241}\text{Am}$, який випромінює альфа-частинки. Поступове накопичення ${}^{241}\text{Am}$ з періодом напіврозпаду 432 роки призводить до збільшення кількості нейтронів. Відповідно маємо таку залежність зміни швидкості емісії нейтронів із часом:

$$Q(t) = Q_0 - 7.4 \cdot 10^4 \cdot m \cdot f \cdot (\exp[-\lambda_1 \cdot t] - \exp[-\lambda_2 \cdot t]) \quad (2),$$

де Q_0 є швидкість емісії нейтронів (нейтрон/с) на час виготовлення, m – маса Pu в джерелі (г), f – масова частка ${}^{241}\text{Pu}$ на час виготовлення джерела (ваг.%), λ_1 і λ_2 – постійні розпаду ${}^{241}\text{Pu}$ та ${}^{241}\text{Am}$ відповідно (рік^{-1}).

Ізотопний склад джерела, як показують експериментальні дослідження, може варіюватися в широких межах [13, 14]. До складу радіонуклідів типових ${}^{239}\text{Pu}$ -Be-ДШН входять такі ізотопи плутонію та ${}^{241}\text{Am}$ – продукт β^- радіоактивного розпаду ${}^{241}\text{Pu}$ [6–8, 13–15] (табл. 1).

Таблиця 1. Характеристики радіонуклідів, які входять до складу типових ${}^{239}\text{Pu}$ -Be-джерел

Ізотоп	$T_{1/2}$, роки	Вміст, ваг.%	Питома активність, Бк/г	Вихід, α -ч/(с·г)	Енергія α -розпаду, MeV	Енергія найбільш інтенсивних α -частинок, MeV
${}^{238}\text{Pu}$	87,84	0,01–1,2*	6,3E+11	6,3E+11	5,6	5,5
${}^{239}\text{Pu}$	24 110	75–96	2,3E+09	2,3E+09	5,2	5,2
${}^{240}\text{Pu}$	6 537	4–24	8,4E+09	8,4E+09	5,3	5,2
${}^{241}\text{Pu}$	14,4	2,9–0,04**	3,8E+12	9,3E+07	5,1	4,9
${}^{242}\text{Pu}$	376 000	0,01–1,5	1,5E+08	1,5E+08	5,0	4,9
${}^{241}\text{Am}$	432,2	0–2,8**	1,3E+11	1,3E+11	5,6	5,5

* Залежить від часу з моменту виготовлення.

**Значною мірою залежить від часу з моменту виготовлення.

На рис. 1 показано динаміку зміни з часом відповідно до формули (2) виходу нейтронів (с^{-1}) із 84 ДШН-9 при різному початковому вмісті ^{241}Pu (0,5; 1,5; та 3,0 ваг.%).

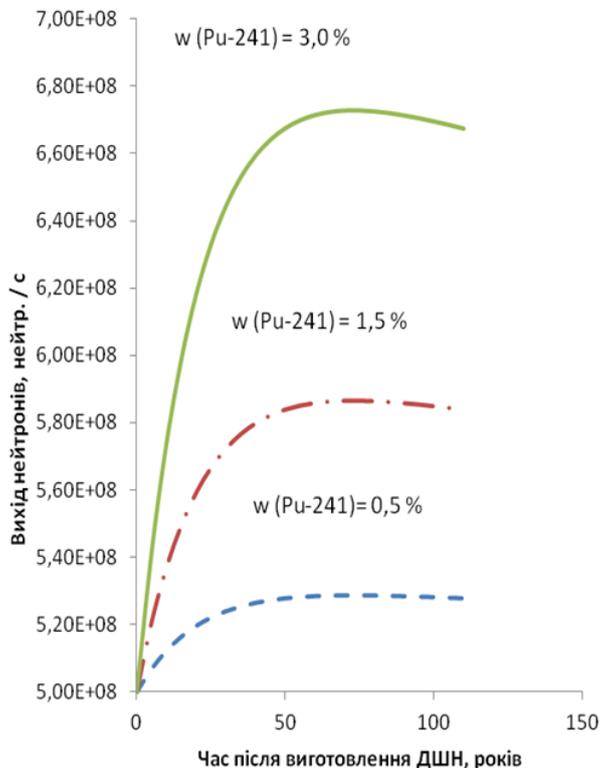


Рис. 1. Динаміка зміни виходу нейтронів (с^{-1}) ДШН-9 (варіант 3) із часом при різному початковому вмісті ^{241}Pu (0,5; 1,5 та 3,0 ваг.%)

Великий внесок у ПД дає гамма-випромінювання, особливо:

- гамма-кванти, що супроводжують альфа-розпад ізотопів Pu (та ^{241}Am в міру накопичення цього радіонукліда в процесі бета-розпаду ^{241}Pu);
- первинні гамма-кванти з енергією 4,44 MeV, що випромінюються в реакції $^9\text{Be}(\alpha, n)^{12}\text{C}^*$ зі збудженням першого рівня цього ядра (при знятті збудження випромінюється такий гамма-квант);
- вторинні гамма-кванти, утворені від взаємодії нейтронів із матеріалами джерела та контейнера, включаючи парафін. Найжорсткішими з них є ті ж самі гамма-кванти з енергією 4,44 MeV (від реакції непружного розсіювання на ядрах ^{12}C , що входять до складу парафіну $(\text{CH}_2)_n$, коли збуджується такий самий перший рівень ядра) та 2,22 MeV при радіаційному захопленні сповільнених у парафіні нейтронів ядрами водню в реакції $\text{H}(n,\gamma)\text{D}$ з утворенням дейтерію. Є також великий спектр інших гамма-ліній, які утворюються в процесі взаємодії нейтронів із різними матеріалами, що входять до складу ДШН та контейнера. Важливо зазначити, що нейтронні взаємодії можуть генерувати гамма-кванти з енергією, яка сягає 12 MeV [3];
- гамма-кванти від радіоактивного розпаду радіонуклідів, наведених при активації нейтронами конструкційних елементів джерела, контейнера та навколишнього середовища в процесі тривалого зберігання нейтронних джерел.

При аналізі та проведенні тестових розрахунків для інших аналогічних робіт було зроблено висновок, що внесок у ПД гамма-випромінювання конструкційних елементів джерела та навколишнього середовища не є суттєвим. Тому при розрахунках

випромінювання внесок гамма-квантів від активації нейтронами конструктивних елементів та навколишнього середовища при довгостроковому зберіганні не враховувався.

Було проведено тестові розрахунки за результатами роботи [8]. Розрахунки виконувалися окремо як для нейтронного випромінювання, так і для випромінювання гамма-квантів. Результати тестових розрахунків показано на рис. 2–3.

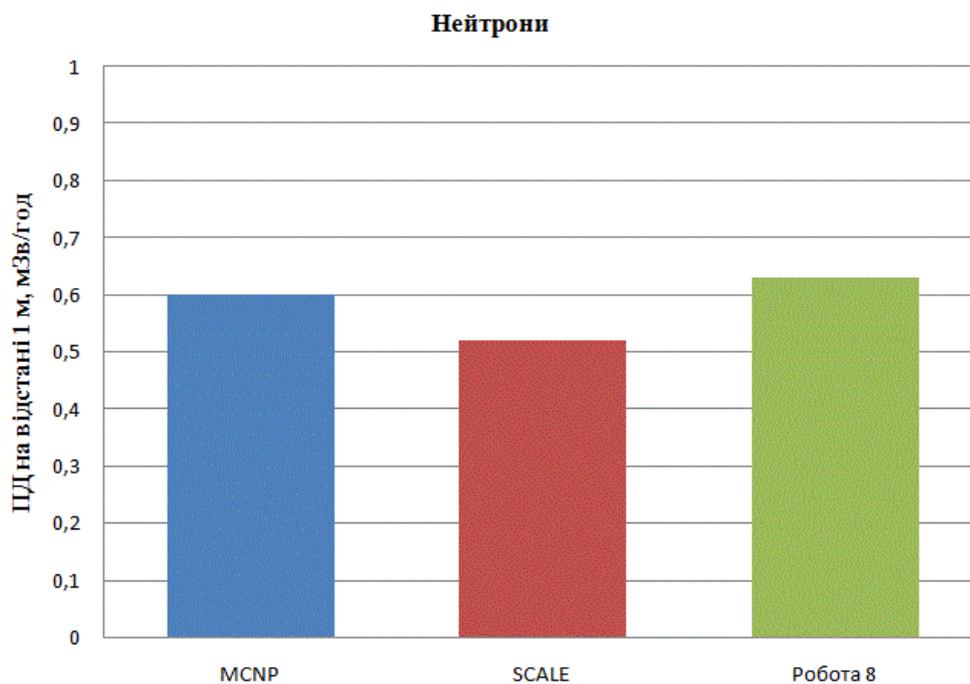


Рис. 2. Результати розрахунків ПД щодо нейтронів

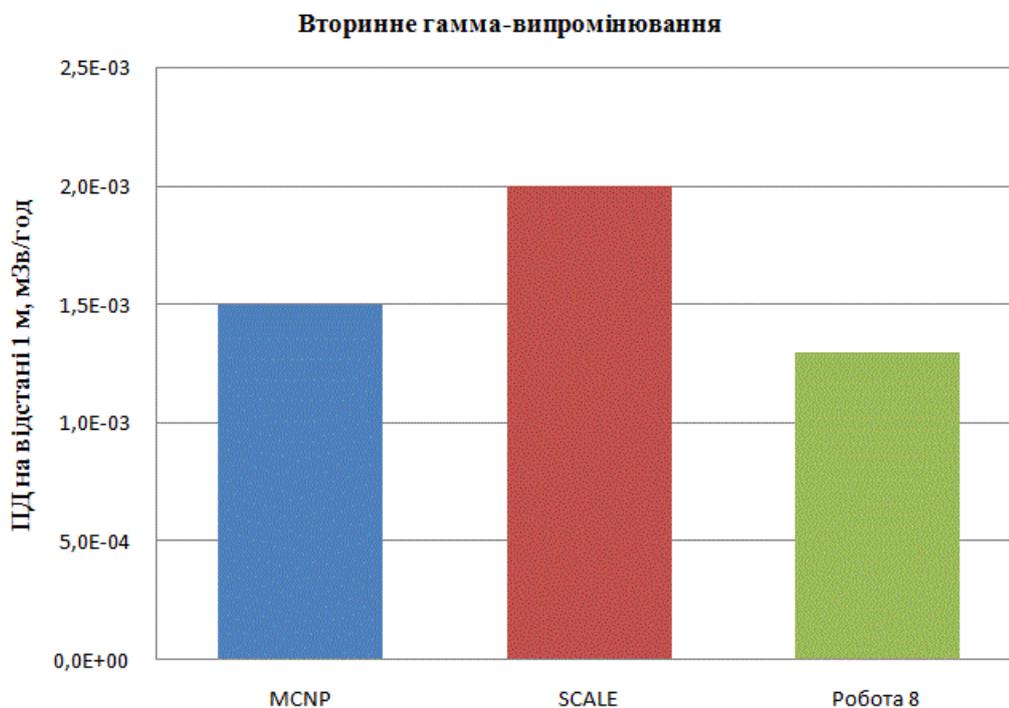


Рис. 3. Результати розрахунків ПД щодо нейтронів

Як видно з рис. 2–3, результати розрахунків приблизно однакові та в принципі задовільні як щодо нейтронного випромінювання, так і щодо вторинних гамма-квантів.

Математична модель контейнера з джерелами

Компоновка касет та пенала для ДШН

Основними складовими частинами типового захисного контейнера для зберігання ДШН є корпус з іржостійкої сталі, між зовнішньою та внутрішньою оболонками якого розташовано водневмісний наповнювач (зазвичай парафін). Усередині контейнера розміщено пенал з касетами для розміщення ДШН.

На рис. 4 показано комп'ютерну модель (програма 3dsMax) контейнера з ДШН та характерними точками для розрахунку доз: 1–7 на поверхні (відстань 10 см), 11–17 – на відстані 1 м.

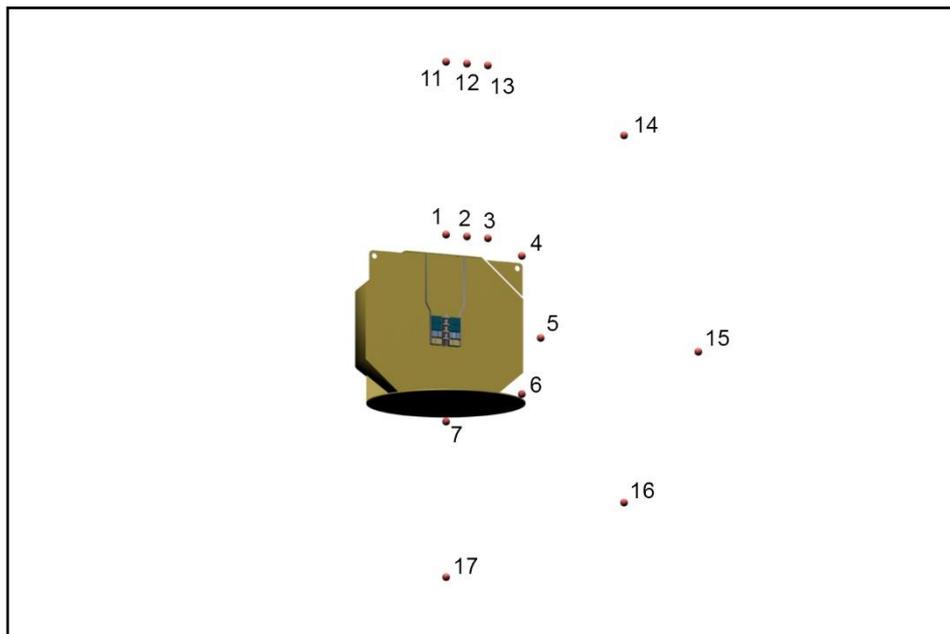


Рис. 4. Комп'ютерна модель контейнера з ДШН та характерними точками для розрахунку доз

Розроблену за допомогою програми 3dsMax модель пенала з касетами зображено на рис. 5.

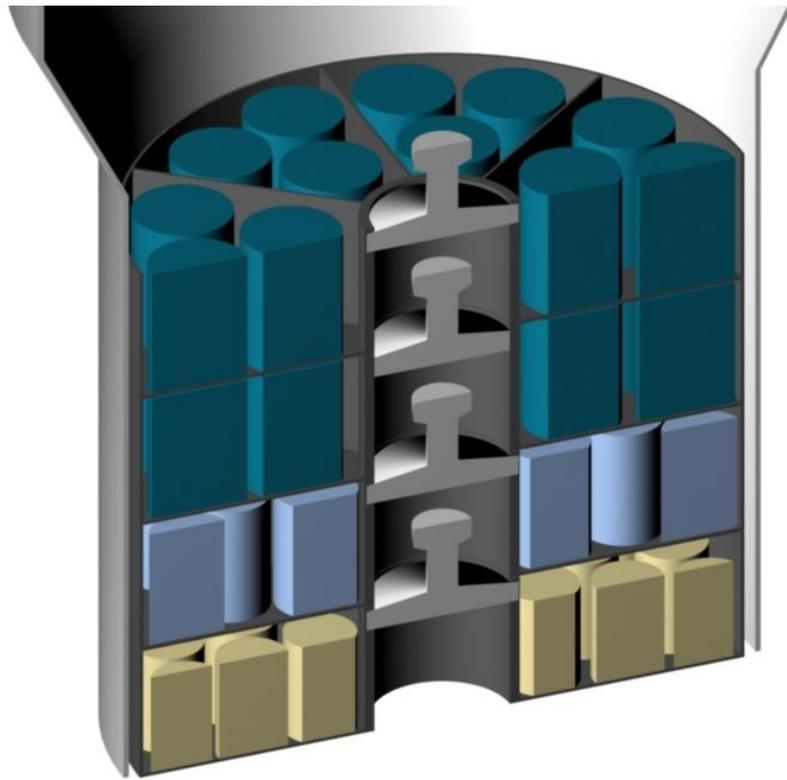


Рис. 5. Графічна модель нижньої частини пенала с касетами (показано приклад наповнення касет джерелами різного типу)

Вирішення завдань розміщення ДШН у сегменті касети нестрогими методами, наприклад методом Монте-Карло, потребує чималих зусиль та розрахункового часу, тому було вирішено використовувати метод комп'ютерної графіки.

На рис. 6 представлено компонування касети джерелами ДШН-9, виконане за допомогою програм КОМПАС-3D та 3dsMax.

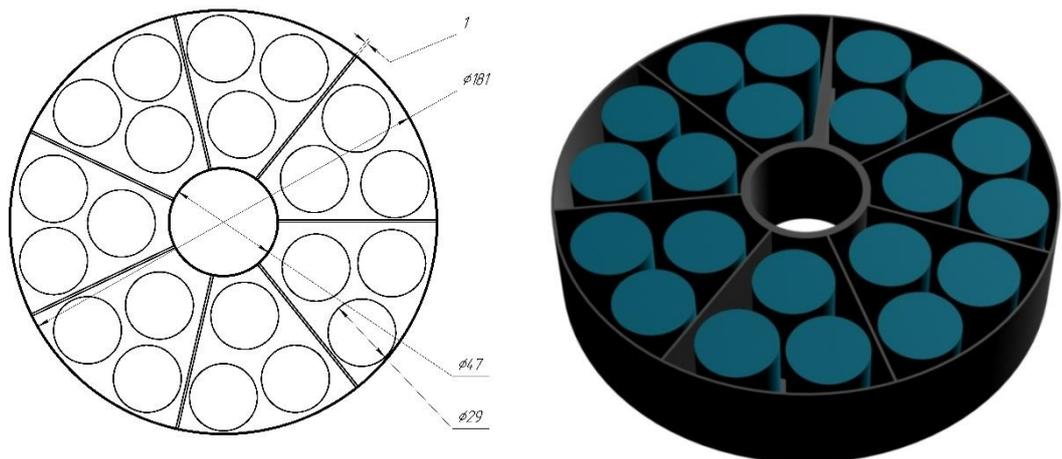


Рис. 6. Розташування джерел типу ДШН-9 у касеті.
Загальна кількість джерел – 21 штука

Також методом підстановки було виконано оптимальне заповнення касети різними типами ДШН, а саме ДШН-7 та ДШН-8, які мають різні розміри. Представлені результати наведено на рис. 7 (ДШН-8 має більший розмір). Загальна можлива кількість розміщених джерел – 28 ДШН-8 та 7 ДШН-7 або 28 ДШН-8 та 14 ДШН-7.

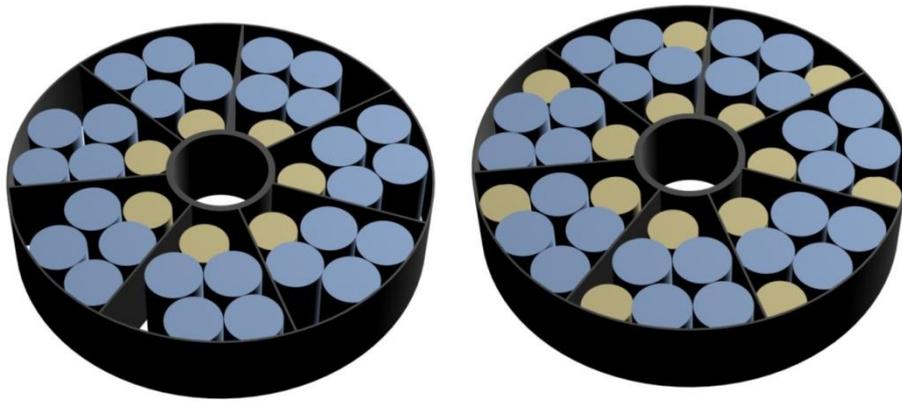


Рис. 7. Оптимізація розміщення джерел двох типів – ДШН-8 (більший розмір) та ДШН-7

Конструкцію джерел нейтронів типу ДШН-1–ДШН-12 наведено на рис. 8.

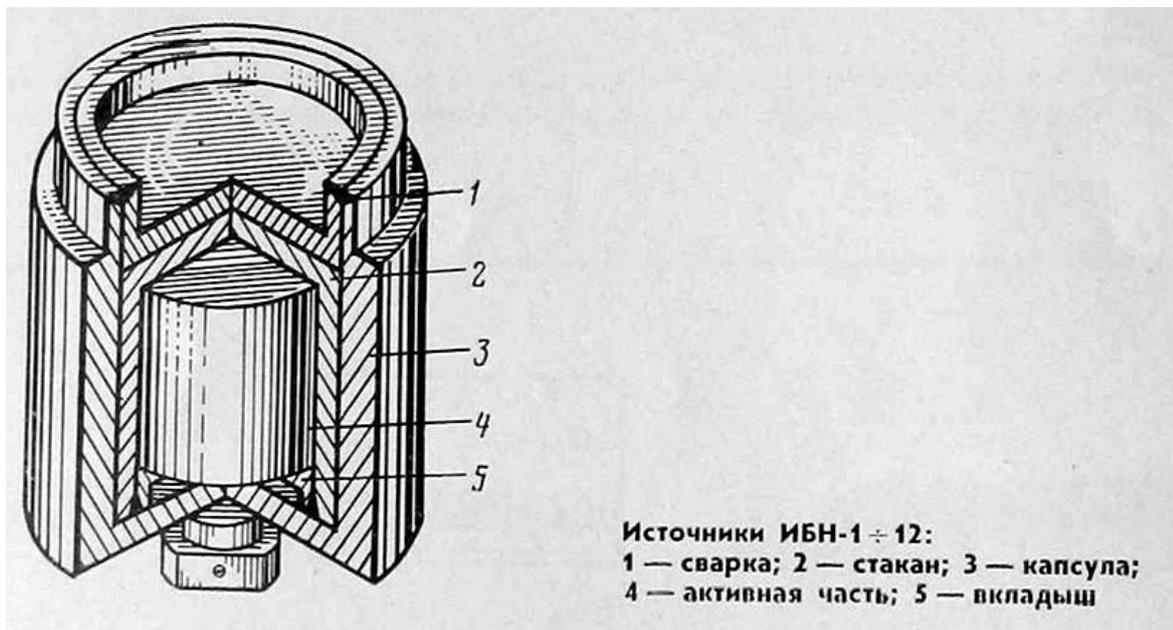


Рис. 8. Конструкція джерел нейтронів типу ДШН-1–ДШН-12

Моделювання захисних властивостей контейнера з точним урахуванням конструкції контейнера, пенала, касет і джерел (рис. 4–8) потребувало б надто значного часу. Отже, треба було розробити просту (без зайвої деталізації, яка ускладнює розрахунки та істотно не впливає на результати) та реалістичну комп'ютерну модель контейнера.

Найприйнятнішим варіантом може бути сталевий корпус заданих розмірів із циліндричною порожниною, де розміщено від одного до чотирьох циліндричних джерел (дисків), що являють собою віртуальні макроджерела (рівномірну суміш матеріалів касети й матеріалів джерела, рівномірно розподілену по всьому об'єму касети).

Такий підхід викликано потребою розробити спрощену модель ДШН, яка б відображала вплив матеріалів джерел на поширення нейтронів. Для вирішення цього завдання слід було:

- 1) обчислити обсяг замінного елемента (касети з джерелами);
- 2) обчислити масу всіх елементів, які перебувають у цьому об'ємі (перегородок, обичайки, ДШН) та знайти загальну масу. Дані щодо складу ДШН використано з роботи [8];
- 3) знайти еквівалентну густину шляхом ділення об'єму елемента на його масу й цю густину використовувати в дальших розрахунках;

4) перерахувати елементний склад відповідно до пропорцій, в яких ці компоненти макроджерела входять у загальну густину й цей елементний склад використовується в дальших розрахунках.

Розрахункові точки має бути розміщено на поверхні (відстань 10 см) і на відстані 1 м від різних поверхонь контейнера – кришки, дна, бічної поверхні, «скошеної» поверхні під кутом 45° у вертикальній площині (рис. 4).

Математичні моделі контейнера з макроджерелом для розрахунків захисних властивостей за програмами Scale та MCNP наведено на рис. 11 кольорової вкладки.

Математичне моделювання потужності дози при зберіганні Pu-Be-джерел

Розрахунки ПД під час радіоактивного розпаду ізотопів Pu та ^{241}Am велися з використанням радіонуклідного складу, наведеного в табл. 1. Час зберігання – 50 років, при ньому гамма-активність є максимальною (формула 2) та становить $6,7 \cdot 10^8$ гамма-квантів/(с·г). У розрахунках враховано 1815 ліній спектра в діапазоні від 8,9 до 3300 кеВ. Відповідно активність ДШН у контейнері – $6,15 \cdot 10^{11}$ гама-квантів/с. Розрахункові значення потужності дози в реперних точках за рахунок радіоактивного розпаду ізотопів Pu та ^{241}Am представлено на рис. 9.

З наведених даних видно, що порівняно з установленими максимальними значеннями ПД (2 мЗв/год) внесок радіоактивного розпаду незначний і може не враховуватися.

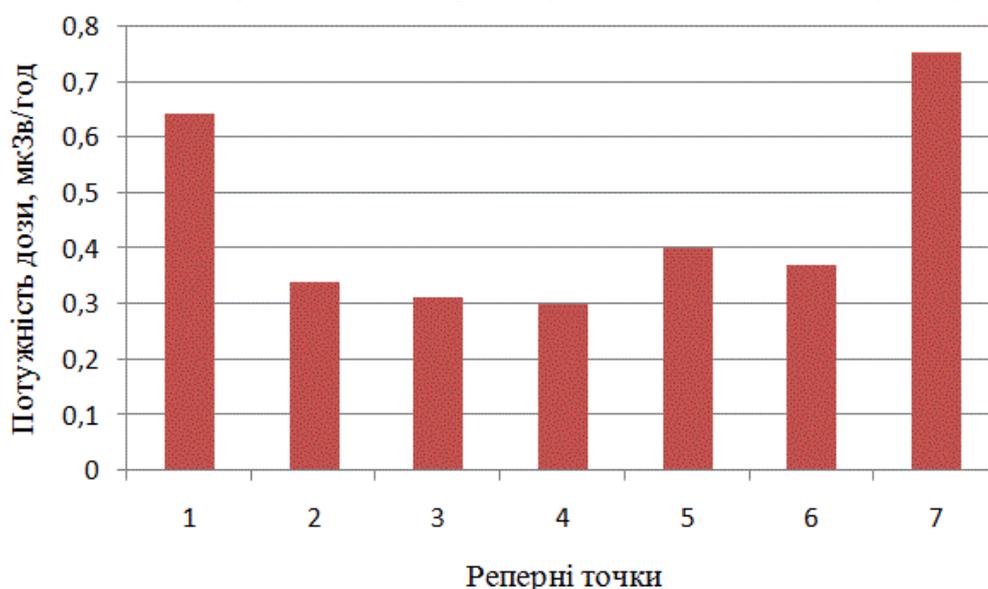


Рис. 9. Розрахункові значення потужності дози в реперних точках за рахунок радіоактивного розпаду ізотопів Pu та ^{241}Am

З рис. 8–9 видно, що результати розрахунку задовільні та не перевищують допустимих максимальних значень навіть з урахуванням установленого в ОСПУ-2005 коефіцієнта запасу на проектування $K = 2$.

Проведено також моделювання процесу зберігання контейнерів із ДШН у напрямку ЦСВДІВ. Відсік для зберігання контейнерів оточено бетонним захистом з усіх боків. У відсіку розташовано 14 контейнерів із ДШН (рис. 12 кольорової вкладки).

Результати розрахунків ПД на відстані 10 см від поверхні бетонної кришки наведено на рис. 13 кольорової вкладки.

З консервативних міркувань розрахунки ПД від нейтронів виконували для контейнера, завантаженого при максимальній активності джерела (ДШН-9) на відстані 10 см та 100

см від контейнера. Вихід нейтронів – $5,04 \cdot 10^8$ н/с. Результати розрахунків наведено на рис. 14–15 кольорової вкладки.

Висновки

Визначення захисних характеристик контейнерів для довгострокового зберігання ізотопних джерел нейтронів є багатограним та багатопараметричним завданням, набагато складнішим за завдання розрахунку контейнерів гамма-джерел. Вирішення такого завдання неможливе без розроблення чіткого методичного підходу, в якому треба враховувати такі аспекти як тип і конструкція нейтронних джерел, їх розташування в контейнері, конструкція та матеріали контейнера, плановий строк зберігання джерел, детальні умови зберігання, чисельні критерії безпечного зберігання тощо.

При розрахунку контейнерів для зберігання Pu-Be-джерел слід окрім нейтронів враховувати гамма-випромінювання, зокрема:

- гамма-кванти, які супроводжують альфа-розпад ізотопів Pu та ^{241}Am , накопиченого внаслідок бета-розпаду домішкового ^{241}Pu ;

- первинні гамма-кванти з енергією 4,44 МеВ, що випромінюються в реакції $^9\text{Be}(\alpha, n)^{12}\text{C}$ зі збудженням першого рівня цього ядра (при знятті збудження випромінюється цей гамма-квант);

- вторинні гамма-кванти від взаємодії нейтронів із матеріалами джерела й контейнера включаючи парафін. Найжорсткішими з них є такі ж самі гамма-кванти з енергією 4,44 МеВ (від реакції непружного розсіювання на ядрах ^{12}C , що входять до складу парафіну $(\text{C}\text{H}_2)_n$, коли збуджується цей самий перший рівень ядра) та 2,22 МеВ при радіаційному захопленні сповільнених у парафіні ядрами водню нейтронів у реакції $\text{H}(n, \gamma)\text{D}$ з утворенням дейтерію;

- гамма-кванти від радіоактивного розпаду радіонуклідів, наведених при активації нейтронами конструкційних елементів джерела, контейнера та навколишнього середовища в процесі тривалого зберігання нейтронних джерел.

Під час розрахунків треба враховувати зміну радіонуклідного складу джерел у процесі зберігання, в першу чергу накопичення ^{241}Am . Зокрема внаслідок накопичення цього ізотопу збільшується потужність дози гамма-випромінювання й вихід нейтронів. При відсутності даних щодо радіонуклідного складу джерела нейтронів можна використовувати наявні дані щодо радіонуклідного складу джерел аналогічного типу.

У цій роботі здійснено розрахунок захисних характеристик контейнера, призначеного для зберігання відпрацьованих джерел нейтронів (переважно ДШН-7, ДШН-8 та ДШН-9) у ЦСВДІВ.

Розроблено методику розрахунку, комп'ютерні моделі джерел, контейнера та приямка для зберігання контейнерів. Проведено оптимізацію розміщення джерел. На основі літературних джерел оцінено радіонуклідний склад нейтронних джерел і розраховано його зміну протягом усього періоду зберігання.

Вклад у потужність дози за рахунок гамма-випромінювання джерел практично дорівнює внеску в дозу безпосередньо від нейтронів. На поверхні контейнера внесок у потужність дози за рахунок гамма-випромінювання дещо вищий. Особливо великий внесок дають жорсткі гамма-кванти, тому організація додаткового захисту від гамма-випромінювання (наприклад за допомогою свинцю) не є ефективною, оскільки призведе до різкого зростання маси контейнера.

Проведені розрахунки показали, що запропонований варіант контейнера зберігання Pu-Be-джерел відповідає основному критерію безпеки (2 мЗв/год на поверхні контейнера) навіть з урахуванням коефіцієнта запасу на проектування ($K = 2$, згідно з вимогами ОСПУ-2005). Потужність дози на відстані 1 м від контейнера дорівнює 0,5 мЗв/год, що також повністю відповідає основному встановленому критерію безпеки.

СПИСОК ЛІТЕРАТУРИ

1. *Batiy V. G., Khazhmuradov M. A., Kireev S. S. et al.* Ensuring the radioecological safety during long-term storage of Sealed Sources in Ukraine // Abstracts of Annual International Symposium EURO-ECO (Environmental, Engineering – Economic and Legal Aspects for Sustainable Living) Hanover-2013. – 28–29 November 2013. – P. 23–24.
2. *Источники ионизирующего излучения и препараты* / К.: ФГУП «Производственное объединение «Маяк», 2010. – 54 с.
3. *Азаров В. А., Силаев М. Е.* Определение параметров биологической защиты контейнера для долговременного хранения ампульных нейтронных источников // Известия Томского политехнического университета. – Т. 307. – 2004. – № 5. – С. 84–89.
4. *Villagrana-Muñoz L. E., Rivera-Pérez E., De León-Martínez H. A. et al.* Concrete Enclosure to Shield a Neutron Source // Proceedings of the ISSSD. – 2012 – P. 21–25.
5. *Piotrowska T., Tefelskib D. B., Sokołowska J. J., Jaworska B.* NGS-Concrete — New Generation Shielding Concrete against Ionizing Radiation — the Potential Evaluation and Preliminary Investigation // Acta Physica Polonica A. – 2015. – Vol. 128. – No. 2B. – P. B9–B13.
6. *Harvey R.* Neutron flux and energy characterization of a plutonium-beryllium isotopic neutron source by Monte Carlo simulation with verification by neutron activation analysis. UNLV Theses / Dissertations/Professional Papers / Capstones. Paper 900. – 2010.
7. *Ali S., Laherty M., Laprade J. W. et al.* A portable shield for a neutron howitzer used for instructional and research purposes // Appl. Rad. Isotopes. – 2015. Vol/ 103. – P. 37–42.
8. *Berlizov A., Magill J.* Dose Rate and Shielding Scoping Calculations for an IBN-12 Pu-Be Neutron Source // European Commission. Joint Research Centre. Institute for Transuranium Elements. Report. – No: JRC-ITU-TN-2007/78.
9. *Батий В. Г., Рудько В. М., Сізов А. О., Федорченко Д. В.* Проблеми забезпечення безпеки при зберіганні відпрацьованих Pu-Be джерел швидких нейтронів // Тези доп. XV конф. з фізики високих енергій, ядерної фізики та прискорювачів. – Харків, ННЦ ХФТІ. – 2017. – С.71
10. *Федорченко Д. В., Батий В. Г., Куприянчук С. В., Подберезный С. С. и др.* Математическое моделирование защитных свойств контейнера с источниками быстрых нейтронов // Тези доп. XV конф. з фізики високих енергій, ядерної фізики та прискорювачів. – Харків, ННЦ ХФТІ. – 2017. – С.115–116.
11. *Stewart L.* Neutron Spectrum and Absolute Yield of a Plutonium-Beryllium Source // Phys. Rev. – 1955. – V. 98(3) – P. 740–743.
12. *Vega-Carrillo H. R., Hernández-Dávila V. M., Rivera-Montalvo T., Sánchez A.* Characterization of a ²³⁹PuBe Isotopic Neutron Source // Proceedings of the ISSSD, 2012. – P. 64–69.
13. *Filß P., Welse H. J.* Bericht über die Messung von 10 Pu-Be Neutronenquellen am 14. und 15.01.1993 im BfS Berlin, 1993. – 5 S.
14. *Bagi J., Nguyen T. C., Lakosi L.* Assessment of the Pu content of Pu-Be neutron sources. Nucl. Instrum. Methods. – 2004. – B 222. – P. 242–248.
15. *Boles J. L., Hafner R. S., Fischer L. E.* Neutron source strength estimates from (α, n) reactions in binary mixtures of actinide particles and light element particles // Proceedings of PVP2005. ASME Pressure Vessels and Piping Division Conference. – July 17–21, 2005. – Denver, Colorado, USA. – # PVP2005-71741.

РАСЧЕТ КОНТЕЙНЕРА ДЛЯ БЕЗОПАСНОГО ДОЛГОВРЕМЕННОГО ХРАНЕНИЯ Pu-Be-ИСТОЧНИКОВ

В. Г. Батий¹, С. В. Куприянчук¹, С. С. Подберезный¹, В. М. Рудько¹, Д. В. Федорченко²,
А. А. Холодюк¹

¹*Институт проблем безопасности АЭС НАН Украины, г. Чернобыль*

²*ННЦ «Харьковский физико-технический институт» НАН Украины, г. Харьков*

Проведено математическое моделирование защитных характеристик контейнера для долгосрочного хранения отработанных источников быстрых нейтронов ^{238,239}Pu-Be с учетом не только нейтронного, но и гамма-излучения за счет всех основных физических процессов, которые могут влиять на уровень радиационной безопасности. Показано, что вклад в дозу за счет гамма-излучения примерно такой же, как и за счет нейтронов. Разработана компоновка источников быстрых нейтронов в кассете с помощью компьютерного моделирования.

Ключевые слова: математическое моделирование, контейнер, источник, долгосрочное хранение

CALCULATIONS SAFETY FEATURES OF CONTAINER FOR LONG-TERM STORAGE Pu-Be-SOURCE

i

V. G. Batiy¹, S. V. Kupriianchuk¹, S. S. Pidberezniy¹, V. M. Rudko¹, D. F. Fedorchenko²,
A. O. Kholodiuk¹

¹*Institute for Safety Problem of NPP NAS Ukraine, Chornobyl*

²*National Science Center «Kharkov Institute of Physics and Technology», Kharkiv*

In this work the mathematical modeling of safety features of container for long-term storage of waste sources of fast neutrons with ^{238,239} Pu-Be was conducted taking into account not only the neutron, gamma radiation but also by all the major physical processes that can affect on level of radiation safety. It is shown that the contribution to the dose due to gamma-radiation is approximately the same as by neutrons. Developed arrangement sources of fast neutrons in case with help computer simulation.

Keywords: mathematical modeling, container, source, long-term storage

ЧЕРНОБЫЛЬСКАЯ КАТАСТРОФА: ОБЩИЕ ПРОБЛЕМЫ И УРОКИ

В. Г. Барьяхтар, С. А. Довгий, М. Г. Данилевич

Национальная академия наук Украины, г. Киев

Введение

Авария на Чернобыльской атомной электростанции и темпы развития атомной энергетики

Авария на Чернобыльской атомной электростанции оказала существенное влияние не только на состояние атомной энергетики в СССР и Украине, но и на ее развитие во всем мире. После катастрофы на ЧАЭС темп ввода в эксплуатацию новых атомных блоков существенно снизился, общественность перестала поддерживать развитие атомной энергетики, значительно возросло число сторонников антиядерного движения.

Только в последние годы вновь начали появляться положительные оценки атомной энергетики. Эти высказывания связаны как с повышением безопасности атомных станций, так и с эффективной работой АЭС в США, Франции, Японии, Южной Корее.

Приведем, например, высказывание одного из руководителей Института атомной энергетики США Ральфа Библе [2]: «АЭС нашей страны продолжают удовлетворять растущие нужды наших потребителей в электричестве, работая эффективно (коэффициент использования установленной мощности равен 89,6%) на исключительно высоком уровне безопасности». И далее: «Так как наши ядерные блоки (АЭС) работают безопасно, надежно и поставляют электричество потребителям по низким ценам, то имеется консенсус между бизнесменами, учеными, политиками, принимающими решения, и общественным мнением в том, что ядерная энергетика должна продолжать играть жизненно важную роль в энергетическом будущем нашей страны».

Согласно прогнозам МАГАТЭ объем вводимых в производство мощностей в ближайшем будущем должен возрасти [1, 3].

Авария на Чернобыльской атомной электростанции и проблемы безопасной работы атомных станций

После более чем тридцатилетней успешной работы атомных станций во всем мире начала формироваться легенда о безопасности атомной энергетики. Эта легенда полностью противоречит тому духу высокой ответственности и тщательности в работе, который был характерен для первых шагов атомной промышленности как в США, так и в СССР. Первопроходцы атомной промышленности хорошо понимали уровень их ответственности перед гражданским населением при передаче в эксплуатацию ядерных блоков на гражданских атомных станциях. Во время обсуждения проблем ликвидации последствий аварии на ЧАЭС доктор Эдвард Теллер рассказал одному из нас (Виктору Барьяхтару) в 1991 г. следующий случай из своей работы: «Когда в США решался вопрос о строительстве гражданских атомных электростанций я был председателем комиссии по атомной энергетике США. В качестве возможного реактора для электростанции предлагался уран-графитовый реактор (аналог РБМК). Этот реактор имеет несомненные экономические преимущества перед водо-водяными реакторами. У таких реакторов коэффициент использования установленной мощности больше. Я категорически протестовал против передачи в гражданскую промышленность этих реакторов, так как уровень их безопасности ниже, чем у водо-водяных».

© В. Г. Барьяхтар, С. А. Довгий, М. Г. Данилевич, 2017

Моя строптивость стоила мне поста председателя комиссии по атомной энергии США, но уран-графитовый реактор на АЭС я не пропустил. Я и тогда понимал, что поступаю правильно, сейчас это понимают все. А ваш Александров уран-графитовые реакторы пропустил в гражданскую промышленность».

Развитие атомной энергетики в СССР прошло непростой путь. То обстоятельство, что промышленные атомные электростанции начались с АЭС с уран-графитовыми реакторами, фактически связано с тем, что в СССР не было в то время заводов для изготовления корпусов водо-водяных реакторов [4]. Вместе с тем в европейской части СССР уже с 60-х годов XX века остро стоял вопрос о нехватке электроэнергии. Угольная промышленность Донбасса не могла решить проблему покрытия потребностей страны в электроэнергии. переброска энергии из Сибири требовала больших экономических затрат. По этой причине первая промышленная АЭС в СССР – Ленинградская АЭС (1973 г.) имела реактор РБМВ-1000. На основании опыта эксплуатации первого блока ЛАЭС было принято решение о строительстве пяти АЭС с реакторами РМБК-1000 – Ленинградской, Курской, Чернобыльской, Игналинской и Смоленской.

Чернобыльская катастрофа не только положила конец легенде о безопасности АЭС, но и продемонстрировала всему миру, что безопасность АЭС является центральной проблемой атомной энергетики. В США, СССР, Франции, Германии, а также других странах усилилось внимание к работам по повышению безопасности и надежности ядерных блоков, а также другим мероприятиям, направленным на повышение безопасности атомных станций в целом. Так, например, в СССР был принят ряд поправок к нормам строительства атомных станций, нормам радиационной безопасности, в законодательном порядке повышен статус регулирующего органа, запрещено строительство атомных станций на расстоянии меньшем, чем 30 км от крупных водных артерий.

Уже к 1987 г. на всех блоках РБМК была произведена существенная модернизация, а именно: повышено примерно в 10 раз быстродействие системы управления защиты реактора (СУЗ), повышено обогащение топлива ураном-235 до 4,2%, что решило проблему положительной реактивности на малых мощностях этого типа реакторов, приняты новые нормы по числу стержней-поглотителей.

К началу 90-х годов промышленности были предложены новые типы реакторов в России, США и Европе (франко-германский реактор). Все эти реакторы являются водо-водяными, их безопасность примерно на порядок выше безопасности известных ранее реакторов [1]. При этом стоимость и время строительства не только не увеличились, но даже уменьшились. Например, экономические показатели фирмы «Фроматом-Сименс» в 90-х годах таковы: реактор электрической мощностью 1500 Мвт обходится в 1500 долларов США за 1 кВт, время строительства – 57 месяцев. При заказе 10 блоков стоимость снижается на 70 долларов за 1 кВт, а при заказе 10 сдвоенных блоков – на 500 долларов. Эти экономические показатели значительно лучше тех, что были до Чернобыля не только в СССР, но и во всем мире.

Авария на Чернобыльской атомной электростанции и культура операторов

Уже первый анализ причин Чернобыльской катастрофы показал, что кроме технических недостатков реактора РБМК, **главную** роль в развитии катастрофы сыграли ошибки операторов при снижении его мощности. Ошибки операторов и руководства станции, несомненно, были связаны с тем, что общая культура обращения с ядерно опасными объектами была недостаточной. Рассмотрение показало, что это относится также и к коллективам других АЭС бывшего СССР и многих стран мира. На основании этого рассмотрения МАГАТЭ приняло специальную рекомендацию по повышению культуры операторов. Само понятие «культура операторов» в настоящее время значительно

расширилось. Кроме высоких профессиональных знаний в области ядерной физики и техники, оно предполагает также достаточно высокий уровень общей культуры и высоких моральных качеств сотрудников АЭС.

Напомним, что катастрофа на ЧАЭС случилась в результате проведения эксперимента по повышению безопасности РБМК, эксперимент должен был дать ответ на вопрос: на сколько хватит энергии ротора электрогенератора в том случае, если блок будет полностью обесточен? Такой эксперимент был разработан главным конструктором и главным проектировщиком (письмо п/я А-7291, 3 0450-9253 от 21.11.1976) и впервые проводился на ЧАЭС в 1982 г. Затем этот эксперимент повторялся на ЧАЭС в 1983, 1984 и 1985 гг. Все эти попытки были неудачными. Трудно понять необходимость его повторного проведения на реально работающем блоке, и не менее трудно ответить на вопрос, почему такой эксперимент проводился не на модели. Авторам представляется, что проведение данного эксперимента не было оправдано.

Авария на Чернобыльской АЭС и мирное использование атомной энергии

Эта катастрофа заставила многих, в том числе и авторов настоящей статьи, задуматься над следующей проблемой: каково должно быть общество для того, чтобы возможно было использовать атомную энергию для производства электроэнергии или в мирных целях. Впервые проблема использования атомной энергии встала перед физиками-создателями атомного оружия. Хорошо известно, насколько остро восприняли эту проблему Эйнштейн, Жолио-Кюри, Оппенгеймер, Курчатов, Харитон, Сахаров.

В одном из своих интервью Эйнштейн сказал: «Если бы я знал, что атомная бомба будет использована против мирного населения города, я бы отрубил себе руку, но не подписал письмо к президенту Рузвельту» (фильм об Эйнштейне, США, 1998 г.).

Сразу после окончания Второй мировой войны было сформировано такое общественное мнение: использование ядерного оружия во всех случаях аморально и недопустимо. Это общественное мнение и прежде всего страх возмездия являются первопричинами того, что вот уже более пятидесяти семи лет нет третьей мировой войны.

Значительно сложнее вопрос о мирном использовании атомной энергии. До Чернобыльской катастрофы такой вопрос вообще не стоял перед общественным мнением и перед учеными. Считалось очевидным, что любое мирное использование атомной энергии – благо для любого человеческого сообщества. Челябинская катастрофа была засекречена и не известна общественному мнению, ядерные аварии в Англии и в США на Три-Майл-Айленде не дали достаточного стимула для постановки этого вопроса. Авторы этого материала много сил отдали работе по ликвидации последствий Чернобыльской катастрофы и с разных точек зрения размышляли над общими проблемами, связанными с Чернобыльской катастрофой. Результаты этих размышлений кратко могут быть сформулированы таким образом:

1. Глубокое знание законов ядерной физики и ядерной техники являются необходимым, но недостаточным условием для ученых и инженеров, работающих в атомной энергетике. Сверхмощные ядерные силы, используемые в ней, требуют общей высокой культуры и принципиального благородного поведения от всех, кто с ними соприкасается.

2. Страна, использующая в своем хозяйстве атомную энергетiku, должна иметь достаточно многочисленную научно-техническую команду высокого уровня, быть страной с надлежащим уровнем организации, порядка, стабильности и демократии.

Авария на Чернобыльской АЭС и движение «зеленых»

Как известно, и «зеленые», и ядерщики ставят перед собой одну и ту же цель – сохранение окружающей среды. Различие между этими двумя течениями связано с методами, при помощи которых предполагается достигнуть цели. Наиболее актуальна в настоящее время проблема загрязнения атмосферы двуокисью углерода, окислами азота и серы. Окислы азота и серы приводят к кислотным дождям. Двуокись углерода опасна тем, что создает так называемый парниковый эффект, т. е. задерживает излучение в околосемных слоях атмосферы и таким образом влияет на климат планеты. Методы защиты природы, которые предлагают эти группы, взаимоисключающи. Ядерщики предлагают развивать атомную энергетику, потому что атомные станции не загрязняют атмосферу парниковыми газами (CO_2), а также NO_x , SO_x и золой в случае сжигания угля. «Зеленые» предлагают закрыть все АЭС, так как работа этих станций сопровождается образованием радиоактивных отходов.

Катастрофа на ЧАЭС дала мощный толчок развитию движения «зеленых» и нанесла не менее мощный удар по сторонникам развития атомной энергетики. Борьба между этими двумя течениями обостряется наблюдаемыми в последние десятилетия изменением климата на нашей планете и стремлением человечества к наращиванию производства энергии для повышения уровня жизни.

Заккрытие Чернобыльской АЭС и международное сотрудничество

Первым международным проектом (март 1990-го – май 1991 года), выполненным большим коллективом международных экспертов и их белорусских, российских и украинских коллег, был Международный чернобыльский проект. Эта работа, инициированная правительством СССР, должна была дать ответ о влиянии аварии на ЧАЭС на население. Задача была поставлена таким образом, что влияние аварии рассматривалось только на территориях с уровнем загрязнения по Cs-137 в 15 Ки/км^2 и ниже. Один из соавторов (Виктор Барьяхтар) принимал участие в этом проекте и считает, что такая постановка задачи была неправильной. При этой постановке в расчет не принимались ликвидаторы, жители, отселенные с сильно загрязненных территорий, и наконец население, проживающее на загрязненной территории.

Международная комиссия пришла к выводу, что при таких уровнях загрязнения (15 Ки/км^2 и меньше) радиация не оказывает существенного влияния на здоровье проживающего населения. Этот вывод немедленно начал толковаться некоторыми политиками и экспертами (в том числе и из МАГАТЭ) как на Западе, так и в странах, пострадавших от Чернобыльской катастрофы, значительно шире, а именно в том плане, что Чернобыльская катастрофа не страшна для населения пострадавших районов. Естественно, такое толкование абсолютно неправильно и вызывает резкое осуждение. Один из соавторов статьи (Виктор Барьяхтар) выступил на заседании Международной комиссии в Вене с резким протестом против соответствующего вывода, но его соображения не были учтены [5].

Второй масштабной международной акцией (1992–1996 гг.) были работы по 16 проектам Европейского Союза и пострадавших стран – Беларуси, России, Украины. Целью этих проектов было всестороннее исследование влияния Чернобыльской катастрофы на фауну, флору и в первую очередь на здоровье населения. При выполнении этих проектов были получены результаты первостепенной важности, установились прочные связи ученых пострадавших стран и ученых Европы.

Третьей акцией было проведение международного конкурса на преобразование объекта «Укрытие» в экологически безопасное состояние (1993 г.).

Наконец работы по проекту SIP представляют пример беспрецедентного международного сотрудничества.

В заключение остановимся на оценке международным сообществом действий нашей страны в области ядерной индустрии и ядерного вооружения. В 1997 г. Украина включилась в выполнение соглашения по разоружению между бывшим СССР и США. К этому времени в соглашении фактически должны были участвовать три державы – Россия, США и Украина. Украина *добровольно* передала свои ядерные боеголовки России. Это был первый в истории человечества пример, когда ядерная держава отказалась от своего ядерного оружия. Отметим также, что Украина в полном объеме имела средства доставки ядерного оружия, а именно днепропетровский завод «Южмаш».

В 2000 г. Украина, идя навстречу пожеланиям стран большой семерки, остановила работу Чернобыльской АЭС. Ни одна другая страна в мире не может привести подобных примеров в своей деятельности. Эти акты дорой воли, по мнению авторов, не получили все еще должной положительной оценки мирового сообщества. Тем самым, по нашему мнению, наносится большой удар по проблеме нераспространения ядерного оружия и технологий производства ядерного оружия [6].

Потребность в производстве энергии в ближайшие десятилетия

Потребность в производстве различных видов энергии и в первую очередь электроэнергии во всем мире не снижается [9]. Здесь следует различать индустриальные страны (страны Западной Европы, США и Канаду, Японию, Австралию, Южную Корею), страны с переходной экономикой (страны, входившие в орбиту СССР) и развивающиеся (страны Азии, Африки). На долю индустриальных стран приходится приблизительно 1 млрд человек, т. е. примерно 20% населения Земли. Эти страны потребляют около 70% производимой в мире энергии. На долю развивающихся стран приходится примерно 70% населения планеты, которое потребляет около 20% производимой в мире энергии. Уровень жизни в развивающихся странах намного ниже, чем в индустриальных, и это связано, как теперь принято считать, с низким уровнем производства энергии в этих странах (табл. 1).

Таблица 1. Потребление электроэнергии, доход на душу населения и средняя продолжительность жизни

Страна	США	Великая Британия	Япония	Франция	Канада
E_1	13	5,8	7,3	8,5	17
D_1	29,3	21,4	32,4	24,9	20,0
L_1 (м/ж)	75/81	74/80	79/86	74/82	77/84
Страна	Россия	Украина	Китай	Индия	Замбия
E_1	6,3	4,2	0,7	0,4	0,8
D_1	2,3	0,85	0,75	0,43	0,33
L_1 (м/ж)	64/76	62/74	69/72	59/60	45/46

Примечание: E_1 – потребление электроэнергии на душу населения в год мегаватт-часах; D_1 – доход на душу населения в тысячах долларов США; L_1 (м/ж) – средняя продолжительность жизни в годах для (мужчин/женщин).

Из приведенных данных следует, что в XXI веке нас ожидает рост производства энергии в целом, поскольку и уровень жизни, и производство энергии на душу населения в таких странах как Китай и Индия значительно ниже, чем в индустриально развитых странах.

Из таблицы также видно, что в странах с высоким E_1 имеются высокие доходы D_1 на душу населения и велика средняя продолжительность жизни L_1 . Несколько выпадают из общей тенденции Украина и Россия. При сравнительно высоком потреблении электроэнергии на душу населения для них характерны малая продолжительность жизни (на 10–11 лет ниже, чем в индустриально развитых странах) и низкие доходы D_1 на душу населения.

В Международном институте прикладного системного анализа (ИПСА) проблема производства и потребления энергии в XXI веке всесторонне исследовалась, и были предложены два возможных сценария роста производства энергии к концу XXI века (при этом анализе учитывается также рост народонаселения Земли. Согласно прогнозам ИПСА в XXI веке не ожидается существенного повышения роли ядерной энергетики. Согласно сценарию № 1 развития энергетики в XXI веке производство энергии увеличится примерно в 2 раза, по сценарию № 2 – в 4,5 раза. И по первому, и по второму сценарию принято во внимание применение энергосберегающих технологий.

Экономика индустриальных стран такова, что в этих странах в основном решена продовольственная проблема, а также практически все другие проблемы, связанные с материальным потреблением. В этих странах на первое место выступают проблемы информатизации, телекоммуникаций и другие аналогичные проблемы. Существенное наращивание производства энергии в этих странах согласно анализу, проведенному международными и национальными экспертами и организациями, не предвидится в ближайшие 50–100 лет. Совершенно другая перспектива производства и потребления энергии (в первую очередь электроэнергии) в развивающихся странах. Производство энергии в этих странах будет существенно увеличиваться и приведет к росту производства энергии в мире.

Прогнозы МАГАТЭ относительно перспектив роста потребления энергии в мире в целом совпадают с прогнозами ИПСА. Различие связано с прогнозами развития атомной энергетики. Эксперты МАГАТЭ справедливо указывают на такие существенные недостатки ископаемых энергоносителей:

1) ограниченность запасов, особенно запасов наиболее популярных нефти и газа. Эти запасы могут быть исчерпаны в течении столетия;

2) ископаемые энергоносители по самой своей сути загрязняют атмосферу двуокисью углерода, что может привести к необратимым изменениям климата;

3) ископаемые энергоносители требуют больших расходов кислорода. При сжигании 1 кг топлива расходуется до 3–4 килограмма кислорода.

Атомные станции, как известно, не загрязняют атмосферу парниковыми газами. Запасы урана в мире достаточны для их эксплуатации в течение примерно сотни лет. При переходе от современных атомных реакторов на медленных нейтронах к реакторам на быстрых нейтронах запасов топлива для них может хватить до тысячи лет. Это связано с тем, что в реакторах на быстрых нейтронах, кроме урана, может быть использован торий. Запасы тория в мире в десятки раз больше запасов урана. Наконец, возможно, что к середине XXI века будет решена проблема термоядерного синтеза. Еще раз отметим, что атомные станции не расходуют кислород.

Данные обстоятельства, по мнению экспертов МАГАТЭ, будут серьезно стимулировать развитие атомной энергетики в ближайшее время. Эти прогнозы связывают также с новыми более надежными типами водо-водяных реакторов, предложенных практически одновременно в России, США и совместно Германией и Францией. Отличительная черта этих реакторов – более высокая надежность всех элементов реактора и увеличение сроков эксплуатации.

Также хорошо известно, что климат на нашей планете в настоящее время отличается неустойчивостью, может даже находиться в переходном состоянии. Одной из возможных причин изменения климата принято считать загрязнение атмосферы Земли

двуокисью углерода в результате производства энергии за счет ископаемых энергоносителей (угля, нефти, газа). Отметим, что имеется и другая точка зрения о периодическом (с периодом 2400 лет) природном цикле изменения двуокиси углерода в атмосфере. Таким образом, проблемы энергетики являются, несомненно, актуальными проблемами XXI века. Для их решения имеются два очевидных на сегодняшний день пути:

- 1) использование ископаемых энергоносителей;
- 2) использование ядерных энергоносителей и прежде всего урана-235, урана-238 и тория за счет перехода к реакторам на быстрых нейтронах.

Статистические данные о воздействии Чернобыльской катастрофы на окружающую среду

Во время Чернобыльской катастрофы в окружающую среду было выброшено около 300 Мки радионуклидов, в том числе I-131, Cs-137, Cs-134. Как сейчас установлено, это около 3% радионуклидов, находящихся на момент аварии в 4-м блоке. В результате этого воздействия в Украине, России и Беларуси было загрязнено около 100 000 кв. км территории, в зону загрязнения попали около 5 000 городов, поселков и деревень. Среди пострадавших оказалось около 5 млн человек, из них в Украине – 2293 поселков и городов и около 2,6 млн человек [8].

Чернобыльская катастрофа привела к беспрецедентному облучению населения трех республик СССР. Кроме Украины, Беларуси и Российской Федерации, влияние Чернобыльской катастрофы ощутили на себе жители Швеции, Норвегии, Польши, Германии и других стран.

Оставшиеся радиоактивные отходы (РАО) в настоящее время находятся в объекте «Укрытие». Здесь примерно в 200 т топливосодержащих масс находится около 95% всех РАО. В тысяче могильников РАО и временных хранилищах находятся РАО суммарной активностью около $2 \cdot 10^{16}$ Бк. Эти могильники и временные хранилища РАО расположены в 30-километровой зоне строгого контроля. Большое количество РАО сосредоточено также в пруде-охладителе ЧАЭС, они в настоящее время покрыты слоем воды и не оказывают прямого влияния на окружающую среду. Эти отходы будут представлять проблему в случае осушения пруда-охладителя.

Действия правительства СССР в 1986–1989 годах

26 апреля 1986 г. решением ЦК КПСС и Совета Министров СССР была создана Правительственная комиссия, приступившая к работе в Чернобыле во второй половине дня 26 апреля. Председателем комиссии был назначен председатель Бюро по топливно-энергетическому комплексу Б. Е. Щербина, в состав комиссии вошли министр энергетики СССР А. И. Майорец, первый заместитель министра Средмаша О. Г. Мешков, заместитель министра здравоохранения Е. И. Воробьев, заместитель председателя Госкомэнергонадзора В. А. Сидоренко, заместитель председателя Совмина Украины Н. Ф. Николаев, председатель Киевского облисполкома И. С. Плющ. Ученых и Институт атомной энергии им. И. В. Курчатова представлял академик В. А. Легасов. Несколько позднее в группу экспертов от этого института подключился Е. П. Велихов. *Первая акция Правительственной комиссии.* Уже 26.04.1986 г. было проведено первое совещание, и комиссия отметила три главных вида опасности, исходящей в этот момент от ядерного топлива в разрушенном реакторе.

1. Ядерная опасность. Главное опасение вызывал тот факт, что в реакторе мог остаться неповрежденным значительный кластер уран-графитовой кладки. Уже первые расчеты, выполненные к началу мая 1986 г. [2], показали, что при отсутствии воды и

стержней системы управления защитой (СУЗ) коэффициент размножения нейтронов K_0 составляет $\sim 1,16$ при температуре ~ 1000 °С и возможно возникновение самоподдерживающейся цепной реакции (СЦР). В других расчетах было показано, что в кластере, содержащем более 154 каналов ($\sim 1/10$ часть кладки), также возможно возникновение СЦР в случае, если по каким-то причинам в нем нет поглощающих стержней. Менее вероятной, но все же возможной представлялась ситуация, при которой опасный фрагмент кладки был бы выброшен при взрыве в центральный зал.

2. Тепловая опасность. Согласно первоначальным представлениям, часть ядерного топлива могла попасть на нижнюю плиту реактора, схему ОР. Тепловая опасность, или так называемый китайский синдром (распространившееся название, взятое из одноименного кинофильма), состояла в возможности постепенного прожигания раскаленным топливом схемы ОР, затем перекрытий нижних помещений реакторного отделения, опускания радиоактивности до уровня грунтовых вод и их загрязнения. Первые расчеты таких процессов были сделаны в курчатовском институте и дали малоутешительные результаты – китайский синдром мог стать реальностью.

3. Радиационная опасность. Этот вид опасности прежде всего был связан с непрекращающимся выбросом активности из разрушенного реактора в основном из-за горения графита. На своем первом заседании ночью 26 апреля Правительственная комиссия приняла решение начать сбрасывание с вертолетов в открытую шахту реактора целого ряда материалов для локализации аварии. Позднее после проведенных консультаций уточнилась номенклатура этих материалов [3]. Часть из них (соединения бора, в частности B_4CO) состояла из нейтральных поглотителей и должна была обеспечить ядерную безопасность, часть (глина, песок, доломит) предназначалась для создания фильтрующего слоя и уменьшения радиационного выброса. Кроме того, доломит, попадая в область высоких температур, должен разлагаться и образовывать двуокись углерода, которая могла обеспечить «газовое перекрытие» – лишить горящий графит кислорода. Наконец последний компонент – свинец должен был принять на себя выделяющееся тепло, расплавиться и предотвратить развитие китайского синдрома. В свете сказанного выше во время активной стадии ликвидации все основные технические мероприятия сосредоточивались на локализации аварии, предотвращении выброса радиоактивных веществ из реактора (табл. 2) [4].

Таблица 2. Основные меры, принятые на активной стадии аварии

Дата	Часы	Описание событий и мероприятий
26 апреля	~01	Авария. Разрушение реактора
26 апреля	01.30–06.30	Тушение пожара
26 апреля	День	Отключены насосы, подававшие воду в реактор (отметки всех блоков оказались затопленными радиоактивной водой)
26 апреля	После 15.00	Устанавливаются истинные размеры аварии
26 апреля	Ночь	На заседании Правительственной комиссии решено остановить блоки №№ 1 и 2, перевести в подкритическое состояние блок № 3, эвакуировать население г. Припять и пос. Янов; начать заброску в разрушенный реактор материалов для локализации аварии
27 апреля	~10.00	Начало забрасывания реактора различными материалами (с вертолетов)
27 апреля	Ночь	Сбрасывается карбид бора
1 мая	В течение дня	Принято решение начать охлаждение реактора азотом, чтобы предотвратить «китайский синдром»

2 мая	К концу дня	Сброшено примерно 5000 т материалов
3–4 мая	В течение дня	Сотрудниками ЧАЭС открыты задвижки, чтобы спустить радиоактивную воду из бассейна-барботера 4-го блока
5 мая		Смонтирована система подачи азота
6 мая	~01.00	Прибытие первой машины с жидким азотом. Вскоре газообразный азот стал поступать на второй этаж бассейна барботера. Попытка охлаждения успеха не принесла
6 мая	–	Интенсивность выброса снизилась на три порядка. Завершение активной стадии

Второй масштабной акцией, проведенной Правительственной комиссией, было определение уровней загрязнения территории Украины, Беларуси и России. Эти работы велись под руководством Госкомгидромета СССР (А. А. Израэль), а на территории 10-километровой зоны вокруг станции химвойска Минобороны СССР (В. К. Пикалов). Первая карта загрязнения была представлена в Правительственную комиссию 3 мая 1986 г. По результатам авиационных съемок с 30 апреля по 7 мая 1986 г. составили карту уровней радиации для всей европейской территории СССР. Результаты авиационных съемок контролировались лабораторными измерениями уровней радиации проб грунтов, отобранных в реперных точках. Эти измерения проводились сотрудниками Института ядерных исследований Академии наук Украины. Число лабораторных измерений достигло несколько тысяч проб. Первыми картами были карты цезиевых загрязнений. Напомним, что цезий является гамма-излучателем и длина поглощения гамма-квантов в воздухе велика, что дает возможность дистанционного определения уровня радиации.

Представленные в Правительственную комиссию карты загрязнения явились основой для принятия решений по эвакуации населения. К концу июня 1986 г. были получены карты загрязнения территории Украины стронцием. Определение уровней радиации за счет стронция – значительно более сложная задача, так как стронций является бета-излучателем, длина поглощения им электронов мала. По этой причине для определения уровней загрязнения стронцием дистанционные методы неприменимы и требуются лабораторные методы. Такие работы выполнялись по решению Правительственной комиссии Украины под руководством С. И. Гуренко. К сожалению, как это теперь ясно, карты уровней радиации в 1986 г. были засекречены, и потому об уровнях радиации распространялись самые нелепые слухи, что приводило к возникновению стрессов у населения.

Работа по измерению уровней радиации продолжалась и после 1986 г. Эта работа проводилась под руководством Госкомгидромета СССР в Украине, Беларуси и России. К концу 1988 г. были получены уточненные карты уровней радиации европейской части СССР.

Третьей крупной акцией, осуществленной по решению Правительственной комиссии, является строительство объекта «Укрытие». Об эпопеи по сооружению объекта «Укрытие» написано достаточное количество статей и книг. По этой причине остановимся только на той роли, которую сыграл этот объект, и на том, какова ситуация с ним сегодня. Прежде всего отметим, что объект «Укрытие» в течение прошедших 30 лет после аварии на ЧАЭС полностью выполнил свою роль надежного барьера на пути миграции радионуклидов из разрушенного 4-го блока в окружающую среду. В то же время условия, в которых сооружался объект «Укрытие», не позволили избежать недостатков конструкции. Основных из них два:

1) недостаточная прочность старых конструкций, на которые опираются основные вновь возведенные конструкции объекта;

2) негерметичность (общая площадь щелей в кровле и стенах объекта составляла на момент его сдачи около 1000 м²).

Несмотря на дополнительные работы по укреплению конструкций ОУ, к 1989 г. стало ясно, что в существующем виде «Укрытие» не может считаться объектом, безопасность которого гарантирована на десятки лет. После этого работа пошла по двум направлениям, теснейшим образом связанным друг с другом – обеспечение текущей безопасности и выработка стратегии преобразования «Укрытия» в безопасную систему. Следует особо подчеркнуть, что все проводимые на объекте «Укрытии» работы опирались на результаты исследований, не прекращающихся на нем начиная с 1986 г. и по сей день. Настоящее время является во многом переломным моментом. Именно сейчас проводятся крупномасштабные работы по преобразованию ОУ в рамках «Shelter Implementation Plan (SIP)».

Четвертой крупной акцией, предпринятой Правительственной комиссией, является эвакуация населения из мест с высокими уровнями радиации. В 1986 г. в Украине было эвакуировано население из г. Припяти (40 000 чел.), г. Чернобыля (20 000 чел.), а также из сел и поселков 30-километровой зоны (40 000 чел.), всего около 100 000 человек. Всем переселенным было предоставлено жилье, выдано крупное денежное пособие и предоставлена возможность трудоустройства. Эта большая работа велась при постоянном внимании со стороны Правительственной комиссии Украины (А. П. Ляшко, К. И. Масик). Дальнейшее развитие переселение из зоны, опасной для проживания, получило в 1989 г. и в последующие годы. Подчеркнем, что основная часть работы по эвакуации населения, пострадавшего от Чернобыльской катастрофы, была выполнена в Украине в 1986 г.

Отметим, что в 1986 г. были проведены работы по дезактивации блоков №№ 1–3 ЧАЭС. По мнению авторов статьи, переселение после 1991 г. не может быть однозначно расценено как реальная помощь населению, так как к этому времени жители загрязненных территорий получили основную дозу облучения. К сожалению, население этих территорий испытывало психологические травмы в обоих случаях – и при переселении, и в том случае, если люди оставались в своих домах. В первом случае возникал страх перед радиацией, во втором случае – стрессы, связанные с потерей родных мест проживания, друзей и т. п.

Пятая акция. Как уже упоминалось, 27.04.1986 г. было эвакуировано население города Припять, т. е. работники ЧАЭС и их семьи. К концу 1986 г. стало ясно, что необходимо создать новый город для работников ЧАЭС, который был бы расположен недалеко от этой станции на сравнительно чистой территории. Чтобы решить эту проблему, в 1987 г. приступили к строительству нового города для постоянного проживания работников станции и членов их семей – города Славутич. В строительстве города принимали участие 8 союзных республик: Украина, РСФСР, Литва, Латвия, Грузия, Армения, Азербайджан. В марте 1988 г. в Славутиче появились первые новоселы, а к концу года в нем проживала уже большая часть работников ЧАЭС. В настоящее время в городе проживает около 25 тысяч человек, среди которых большой процент молодежи. Славутич представляет собой пример города, в котором решены проблемы социально-психологических стрессов, обусловленных радиационной опасностью. Для решения этой проблемы руководством города (председатель горсовета В. П. Удовиченко) была выполнена огромная работа по защите здоровья населения, дезактивации загрязненных территорий, разъяснению санитарно-гигиенических правил поведения в условиях постоянного воздействия радиации. Этот пример пока уникален в мировой практике.

Действия правительства Украины

3 мая 1986 г. решением ЦК Компартии Украины была создана оперативная группа (ОГ) по ликвидации последствий аварии на ЧАЭС во главе с председателем Совета Министров Украины А. П. Ляшко. В состав оперативной группы вошли Б. В. Качура, Е. В. Качаловский, В. А. Ивашко, С. М. Муха, Г. И. Ревенко, В. А. Згурский, И. Д. Гладуш, А. М. Ткаченко. Эта группа немедленно включилась во все работы как на станции, так и в пострадавших областях – Киевской, Житомирской, Ровенской и г. Киеве. Заседания ОГ проходили в 1986 г. ежедневно в 10 часов утра. Непосредственно в Чернобыле по месяцу работали Е. В. Качаловский, Н. Ф. Николаев, С. И. Гуренко, И. Д. Гладуш, Г. В. Дзись.

Остановимся только на некоторых работах ОГ по защите населения от последствий аварии. Для детей и матерей пострадавших областей был организован длительный отдых на курортах и в домах отдыха Крыма, Кавказа, Прибалтики, Ставропольского края. Всего было направлено на отдых и лечение около полумиллиона человек.

Для школьников и студентов г. Киева летние каникулы были установлены с 16 мая. Им также предоставили возможность находиться в домах отдыха и санаториях на «чистых» территориях. Из Киева были временно эвакуированы вместе с матерями дети дошкольного возраста и беременные женщины, всего около 500 тысяч человек. Улицы и площади Киева регулярно поливались с целью смыва радиоактивной пыли. Эти действия ОГ были проведены по рекомендации Академии наук Украины и Минздрава Украины.

С 3 мая 1986 г. по инициативе Академии наук Украины и Киевского горсовета на всех молокозаводах Киева был установлен радиационный контроль. Через несколько дней такой же контроль установили на рынках города. В Киевской, Житомирской, Ровенской, а также и Черниговской областях были организованы пункты по контролю за загрязнением молока и других продуктов питания. Для жителей загрязненных районов наладили снабжение «чистыми» продуктами. В Киеве с целью обеспечения населения чистой водой было пробурено более 60 артезианских скважин, мощность которых позволяла снабжать чистой водой для питания все население Киева. Отметим, что в Киев грязная вода не попала, и фактически эти скважины не были использованы в 1986 г. Силами Академии наук Минводхоза, Госагропрома Украины и других ведомств в Институте кибернетики АН Украины был создан аналитический центр по прогнозированию загрязнения вод Днепра по всему его течению. Первый прогноз был выдан ОГ и правительству Украины осенью 1986 г. Этот прогноз полностью подтвердился. Начиная с того времени и по 1998 г., центр регулярно составлял для правительства прогнозы загрязнения вод Днепра во время осенних и весенних паводков, а затем эта система была передана в Министерство по чрезвычайным ситуациям и защите населения.

Действия Академии наук Украины начиная с 26 апреля 1986 г. и до конца 1986 г. были направлены на оказание научно-технической поддержки правительству по ликвидации последствий Чернобыльской катастрофы. Главными задачами 1986 г. были:

- 1) сбор, классификация и представление правительству информации о загрязнении земель, вод Днепра, рек днепровского бассейна, озер Полесья, загрязнении воздуха на пострадавших территориях. Эта работа выполнялась большими коллективами Госкомгидромета СССР, химвойсками СССР и соответствующими комитетами Украины, Беларуси и России. Институты Академии наук Украины (в первую очередь Институт ядерных исследований) принимали в этой большой работе самое активное и в ряде случаев определяющее участие;

- 2) выработка для правительства рекомендаций по немедленной защите населения, пострадавшего от аварии на ЧАЭС;

3) выработка для правительства рекомендаций по долгосрочной программе действий в Чернобыльской зоне отчуждения (ЗО);

4) выработка для правительства рекомендаций по действиям на разрушенном 4-м энергоблоке, в г. Припяти, г. Чернобыле, по пылеподавлению на дорогах ЗО;

5) выработка для правительства рекомендаций по действиям на оставшихся энергоблоках ЧАЭС.

В 1986 г. и в последующие годы ученые Академии наук Украины совместно с членами Аграрной академии наук организовали систематическое изучение влияния постоянно действующего излучения на фауну и флору в ЗО. К сожалению, с 1997 г. эти работы практически не финансируются.

В заключение этого раздела прокомментируем отселение жителей г. Припять. Председатель Совета Министров Украины А. П. Ляшко был проинформирован об аварии на ЧАЭС в 3 часа ночи 26.04.1986 г. Он дал команду о подготовке к эвакуации г. Припять, для чего выделили 1390 автобусов, три железнодорожных состава и два судна. Однако эта инициатива украинского правительства была запрещена по решению союзного правительства и ЦК КПСС. Фактически эвакуацию населения г. Припять провели 27.04.1986 г. В этот день с 14-ти до 18-ти часов было эвакуировано все население г. Припять. К счастью, все обошлось благополучно. Анализ событий загрязнения территории вокруг ЧАЭС показывает, что население Припяти было на волосок от трагедии. Напомним, что г. Припять находится на расстоянии 4 км в северо-западном направлении от станции. На расстоянии около километра от станции примерно в этом же направлении находился сосновый бор, который под действием радиоактивного облака превратился в «Рыжий лес», т. е. погиб. Сосна гибнет при дозе облучения в 10 грей или 1000 бэр, доза облучения половинной летальности для человека составляет 4 грея или 400 бэр. Таким образом, *задержка с эвакуацией населения города Припять несомненно явилась ошибкой*, которая, к счастью, не привела к трагическим последствиям, так как ветер дул в сторону от г. Припяти.

В 1989 г. по распоряжению первого вице-премьер-министра К. И. Масика при Академии наук Украины была создана межведомственная комиссия по выработке основных законов по защите населения Украины, пострадавшего от аварии на ЧАЭС. В 1990 г. правительству (первому вице-премьер-министру К. И. Масику) был передан первый пакет документов, который затем лег в основу принятых на Верховном Совете Украины законов по этой проблеме. Следует отметить, что основные принципы законов по защите населения, пострадавшего от Чернобыльской катастрофы, выработывались совместно с группами ученых Беларуси, России и Украины.

В 1991 г. в Украине было создано Министерство по делам защиты населения от последствий аварии на Чернобыльской АЭС. Министром этого министерства был назначен Готовчиц Георгий Александрович, активный участник работ по ликвидации последствий катастрофы с самого начала, его первым заместителем был назначен профессор Пристер Борис Самуилович. Б. С. Пристер – также активный участник работ по ликвидации последствий аварии на ЧАЭС и активный участник работ по ликвидации последствий радиационной аварии на Урале в Челябинской области. Одним из первых действий этого министерства было создание Национальной программы научно-технических работ по выработке стратегии работ по ликвидации последствий Чернобыльской катастрофы. Начиная с момента создания Минчернобыля и по 1998 г. все научно-технические работы велись в соответствии с национальными программами.

В 1993 г. Академия наук и Минчернобыль Украины выступили совместно с предложением об организации международного конкурса по преобразованию объекта «Укрытии» в экологически безопасное состояние. Конкурсную комиссию возглавил Б. Е. Патон. Конкурс был проведен в 1993 г. Первое место не присудили ни одному из участников конкурса, хотя в нем приняли участие около 400 различных фирм и

организаций. Это связано с тем, что ни в одном из проектов не были предложены технологии по переработке РАО, находящихся в объекте «Укрытие». Идеи, высказанные на этом конкурсе, и сейчас, при выполнении SIP, сохраняют большую актуальность.

В феврале 1992 г. по инициативе Академии наук Украины и при поддержке руководства Института атомной энергии им. И. В. Курчатова комплексная экспедиция этого института решением украинского правительства была преобразована в межотраслевой научно-технический центр (МНТЦ) «Укрытие» АН Украины. В состав центра входят отделения ядерной и радиационной безопасности, отдел проектно-конструкторских работ, отдел радиационно-материаловедческих технологий и экологических исследований, отдел диагностических систем и отдел ядерно-физического приборостроения.

Этот центр за время своего существования осуществил огромный объем работ по исследованию свойств топливосодержащих масс в ОУ, созданию семейства роботов для работы в условиях повышенной радиации, определению радиационной и ядерной опасности этого объекта, созданию системы пылеподавления, контрольно-измерительной системы по определению состояния объекта «Укрытие». Первым директором МНТЦ «Укрытие» был профессор Владимир Сергеевич Карасев. Профессор В. С. Карасев много сил отдал работе по ликвидации последствий Чернобыльской катастрофы. Во время выполнения ответственных заданий правительства Украины и руководства Академии наук Украины он получил большую дозу радиоактивного облучения и преждевременно ушел из жизни. До февраля 2016 г. Институтом безопасности атомных станций (ранее МНТЦ «Укрытие») руководил академик НАНУ А. А. Ключников. В настоящее время во главе института стоит член-корреспондент НАНУ А. В. Носовский.

Научным руководителем с момента создания МНТЦ «Укрытие» и по 2015 г. являлся академик НАНУ В. Г. Барьяхтар.

С 1993 по 1996 гг. ученые Украины совместно с учеными России, Беларуси и стран Западной Европы выполнили большой объем работ в рамках 16 проектов по исследованию, уточнению и обобщению работ по ликвидации аварии на ЧАЭС на основе научно-технических рекомендаций. Итоги этой деятельности были подведены на Минской конференции в 1996 г., приуроченной к 10-й годовщине катастрофы.

Важным этапом подведения всех итогов по ликвидации последствий аварии на ЧАЭС, анализа причин самой катастрофы, ее социально-психологических и медицинских последствий явилась международная конференция, проведенная в Киеве в 1999 г.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. [Электронный ресурс]. Режим доступа: <http://www.iaea.org/word/atom>.
2. *Journal «Nuclear Europe Worlds can*, # 3–4. – 2001.
3. [Электронный ресурс]. Режим доступа: <http://nuclear.power.about.com>.
4. Доллежалъ Н. А. Об энергетическом уран-графитовом канальном реакторе и об одной из версий аварии 26 апреля 1986 года на 4-м энергоблоке Чернобыльской атомной электростанции // – М., 1995. (Препр./НИКИЭТ, 101000. – № ЕТ–95/01).
5. Барьяхтар В. Г. Выступление на заседании Международного консультативного комитета по руководству Чернобыльским проектом по оценке влияния радиоактивного загрязнения территорий на здоровье населения // Український біологічний вісник. – 1991. – № 4. – С. 100.
6. Барьяхтар В. Г., Бобылева О. А. Обобщенные данные Академии наук Украины и Министерства здравоохранения Украины относительно оценки последствий аварии на ЧАЭС для здоровья населения республики: Выступление на заседании Международного консультативного комитета по руководству Чернобыльским проектом. – Український біологічний вісник. – 1991. – № 4. – С. 101.

7. Бар'яхтар В. Г. Международные ядерные проекты и возможность участия в них украинских исследовательских организаций // Труды междунар. конф. «Украина: ядерная деятельность и контроль за ядерным экспортом», – К., 1999. – С. 19–21.
8. 20 років Чорнобильської катастрофи. Погляд у майбутнє: Національна доповідь України. – К.: Атіка, 2006.– 224 с.
9. [Электронный ресурс]. Режим доступа:
<https://www.cia.gov/library/publications/the-world-factbook/rankorder/2232rank.html>

ЧОРНОБИЛЬСЬКА КАТАСТРОФА: ЗАГАЛЬНІ ПРОБЛЕМИ Й УРОКИ

В. Г. Бар'яхтар, С. О. Довгий, М. Г. Данилевич

Національна Академія наук України, м. Київ

Аварія на Чорнобильській атомній станції суттєво вплинула не лише на стан атомної енергетики в СРСР та Україні, а й на її розвиток в усьому світі. Після катастрофи на ЧАЕС темп введення в експлуатацію нових атомних блоків суттєво знизився, громадськість перестала підтримувати розвиток атомної енергетики, значно зросла кількість прибічників антиядерного руху. Лише в останні роки знову почали з'являтися позитивні оцінки атомної енергетики. Згідно з прогнозами МАГАТЕ обсяг потужностей, які вводяться у виробництво, в найближчому майбутньому зростатиме

Ключові слова: атомна енергетика, аварія на Чорнобильській АЕС

CHORNOBYL ACCIDENT: GENERAL PROBLEMS AND LESSONS

V. G. Baryahtar, S. O. Dovgy, M. G. Danylevych

National Academy of Science of Ukraine, Kyiv

The accident at the Chornobyl Nuclear Power Plant had a considerable impact not only on the state of nuclear power in the USSR and Ukraine, but also on its development all over the world. After the accident at the ChNPP the temp on commissioning of the new nuclear units has decreased widely, the public has stopped supporting the development of nuclear power, the number of supports of the anti-nuclear movement has significantly increased. Only in recent years the positive estimation of nuclear power has started to appear. According to forecasts of the IAEA, the amount of capacities that are brought into production will increase in the near future.

Keywords: nuclear power, accident at the Chornobyl NPP

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

ПРОБЛЕМИ ЧОРНОБИЛЬСЬКОЇ ЗОНИ ВІДЧУЖЕННЯ

Науково-технічний збірник

Випуск 17

(російською та українською мовою)

Підпис. до друку 23.06.2017. Формат 70×108/16. Папір офсет. Друк офсет.
Ум. друк. арк. 7,7. Тираж 500 пр. Зам. № 12-1058.

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. Академіка Кржижановського, 3
ОКТБ – корп. 5, оф. 140. Тел. (044) 502 41 23