

УДК 621.039.7

## **ОБ УЧЕТЕ НЕОПРЕДЕЛЕННОСТИ СВОЙСТВ ИНЖЕНЕРНЫХ БАРЬЕРОВ ПРИ ОЦЕНКЕ ДОЛГОВРЕМЕННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПОВЕРХНОСТНОГО ЗАХОРОНЕНИЯ НА КОМПЛЕКСЕ «ВЕКТОР»**

**Ольховик Ю. А.** кандидат геол.-мин. наук, ГУ «Институт геохимии окружающей среды НАН Украины», yolkhovyk@ukr.net

*В работе рассмотрены элементы системы безопасности, предусмотренные проектом комплекса «Вектор» для обеспечения долговременной безопасности поверхностного захоронения радиоактивных отходов от Чернобыльской АЭС, предприятий зоны отчуждения, действующих АЭС Украины, комбинатов ГК «УкрГО Радон». Одним из элементов этой системы является установление пределов активности при захоронении радиоактивных отходов в приповерхностных хранилищах. Существующие в настоящее время неопределенности в описании системы захоронения на площадке «Вектор» заметно усложняют расчеты пределов активности, которую можно безопасно разместить на площадке с учетом долговременного существования хранилища – 500 и более лет. Для компонентов инженерных барьеров (матрица, противодиффузионные экраны, железобетонные изделия) до настоящего времени отсутствуют конкретные параметры, необходимые для оценки долговременной безопасности захоронения и их устойчивости к деградации на протяжении длительного периода после снятия хранилища с эксплуатации. На текущем уровне знаний задача определения пределов активности, безопасно размещаемых на площадке комплекса «Вектор», может быть решена на основе доступных данных о свойствах геологической среды (зона аэрации, водоносный комплекс четвертичных отложений) с предположением об эффективном функционировании системы инженерных барьеров на протяжении 500 лет.*

**Ключевые слова:** безопасность, захоронение, предел активности, инженерные барьеры

### **Введение**

На современном уровне развития общества общепринято, что обращение с радиоактивными отходами (РАО) должно выполняться в соответствии с установленными международными стандартами безопасности [1]. Выбор метода захоронения отходов должен быть соизмеримым с долговременной опасностью отходов. В Украине для решения задач транспортировки, приема, входного радиометрического контроля и захоронения твердых радиоактивных отходов одним предприятием и на одной централизованной площадке, оснащенной необходимым инженерным обеспечением, создана национальная эксплуатирующая организация по обращению с РАО на стадии их долгосрочного хранения и захоронения [2].

На площадке «Вектор» планируется размещение практически всех РАО Украины (кондиционированных либо для переработки) - от Чернобыльской АЭС, предприятий зоны отчуждения, действующих АЭС Украины, Государственных межобластных специализированных комбинатов ГК «УкрГО Радон». Согласно принятым проектным решениям, все размещаемые на площадке «Вектор» хранилища являются хранилищами поверхностного типа, для которых требуется разработка и реализация инженерных и эксплуатационных мероприятий как на период эксплуатации установки для захоронения, так и после закрытия.

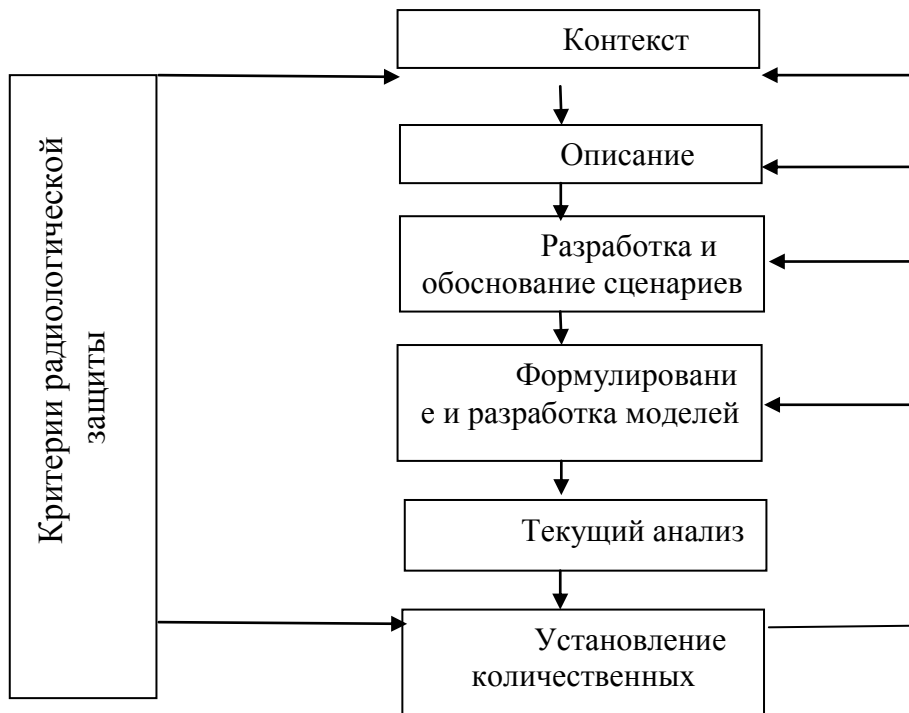
Для гарантирования безопасности персонала и населения эксплуатирующая организация должна спроектировать систему обращения с отходами, которая гарантировала бы стабильные безопасные условия их хранения как на период эксплуатации, так и на долгосрочный период после закрытия хранилища. Одним из элементов этой системы

является установление пределов активности при захоронении радиоактивных отходов в приповерхностных хранилищах.

Оценка безопасности для определения количественных пределов радиоактивности является частью итеративного процесса разработки конкретной системы захоронения, на которую оказывают влияние множество факторов, таких как практика эксплуатации, проект хранилища, природные условия площадки и характеристики отходов.

**Целью работы** является обоснование упрощенного итерационного подхода к установлению пределов активности, размещаемых на площадке комплекса «Вектор», с учетом выполнения требований безопасности как в период эксплуатации, так и после закрытия хранилища.

В данной статье на основе доступных литературных публикаций рассмотрены основные существующие в настоящее время неопределенности в описании системы захоронения РАО на площадке «Вектор». Эти неопределенности приводят к усложнению и к недостоверности расчетов в отношении пределов активности, которая может быть безопасно размещена на площадке с учетом долговременного существования хранилища – 500 и более лет. Общий подход к установлению пределов активности в период эксплуатации и после закрытия хранилища изложен в [3] и представлен на рис. 1.



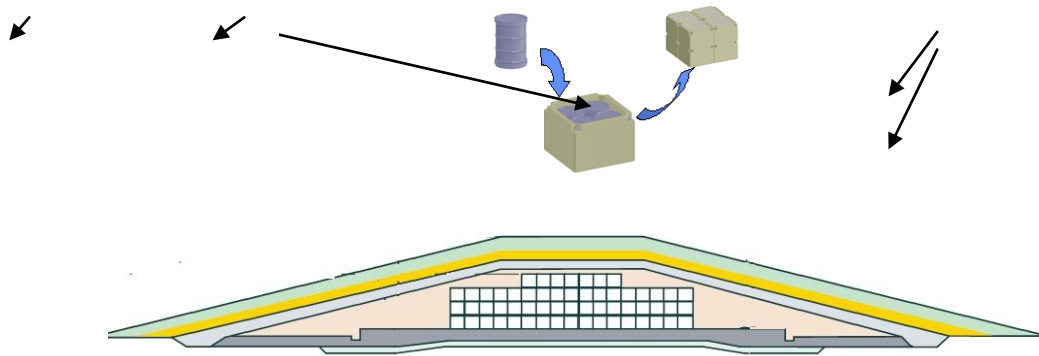
**Рис. 1.** Подход по установлению пределов активности в период эксплуатации и после закрытия хранилища

### Барьеры на пути распространения радионуклидов

В хранилищах комплекса «Вектор» для предотвращения потенциального радиологического воздействия предусматривается система инженерных барьеров, основными компонентами которых являются (рис. 2):

- матрица, в которую включены радионуклиды;
- железобетонный контейнер и монолитные железобетонные секции;
- многослойный противодиффузионный экран.

Естественными барьерами для хранилищ комплекса «Вектор» являются геологические и гидрогеологические параметры площадки, которые должны обеспечивать надежную изоляцию РАО от окружающей среды либо минимизировать влияние радионуклидов на природные компоненты при их выщелачивании из тела захоронения.



**Рис. 2.** Основные компоненты инженерных барьеров.

1- матрица, 2 - железобетонный контейнер и монолитные железобетонные секции,  
3 - противодиффузионный экран

В обобщенном виде безопасность системы захоронения  $S$  можно представить в виде функции, аргументами которой является изменчивая во времени сохранность системы инженерных барьеров  $E(t)$ , постоянные (на период оценки безопасности) защитные свойства природных барьеров  $N_{const}$  и предел активности захороненных на площадке радионуклидов  $A_0$ .

$$S(t) = f[E(t), N_{const}, A_0],$$

при этом  $E(t)$  определяется деградацией во времени основных компонентов инженерных барьеров

$$E(t) = [Em(t) + Ec(t) + Ef(t)],$$

где  $Em(t)$  – степень деградации матрицы,  $Ec(t)$  – степень деградации железобетонного контейнера (секции),  $Ef(t)$  - степень деградации противодиффузионных экранов.

В результате продолжительных и систематических работ к настоящему времени накоплена значительная информация по геологическим и гидрогеологическим особенностям площадки комплекса «Вектор» [4], тогда как для компонентов инженерных барьеров до настоящего времени отсутствуют конкретные параметры, необходимые для оценки долговременной безопасности захоронения.

Временные рамки такой оценки можно оценить исходя из требований действующих нормативных документов и информации по удельной активности и изотопному составу реальных радиоактивных отходов, накопленных в хранилищах АЭС Украины. В настоящее время единственным из основных дозообразующих радионуклидов, способным сохраниться в заметных количествах спустя 300 и более лет после захоронения, является  $^{137}\text{Cs}$  с периодом полураспада  $T_{1/2} = 30,2$  года<sup>1</sup>. Чтобы хранилище было безусловно освобождено от регулирующего контроля, то есть все его содержимое перестало рассматриваться как радиоактивный материал, удельная активность  $^{137}\text{Cs}$  через  $T$  лет не должна превышать установленного нормативным документом «Рівні звільнення радіоактивних матеріалів від регулюючого контролю» уровня 0,1 Бк/г или 100 Бк/кг [5]. Поскольку хранилища комплекса «Вектор» предназначены для захоронения низко- и среднеактивных отходов, максимальная удельная активность размещаемых РАО не может превысить  $10^{10}$  Бк/кг [6] и для достижения уровня снятия с регулирующего контроля 100 Бк/кг потребуется изоляция РАО около 800 лет. В реальности максимальное удельное содержание  $^{137}\text{Cs}$  в накопленных на АЭС отходах не превышает  $n \cdot 10^8$  Бк/кг и содержимое хранилищ перестанет рассматриваться как радиоактивный материал через 600-650 лет.

<sup>1</sup> В отходах АЭС с реакторами ВВЭР содержание  $^{90}\text{Sr}$  намного ниже содержания  $^{137}\text{Cs}$ .

**МАТРИЦА.** На Запорозької і Рівненській АЕС створюються комплекси по переробці твердих низкоактивних відходів, передбачаючі їх пресування (і зжигання горючих ТРО на ЗАЭС) з наступним розміщенням продуктів переробки в залізних 200-літрових бочках. На Южно-Українській АЭС експлуатується установка пресування низкоактивних ТРО в тонкостінній бочці, а Хмельницька АЭС установок по переробці не має. В складі Чорнобильської АЭС будується завод по переробці твердих низко- і середньоактивних твердих відходів (ЗПТРВ), передбачаючий використання установок зжигання і цементування. Установки зжигання і пресування низко- середньоактивних РАО, поступаючих від організацій, які не мають своїх потужностей для кондиціонування (ГСП «Комплекс», УкрГО «Радон»), передбачені проектом комплексу «Вектор», але в даний час відсутня технічна документація на вказані установки і параметри кінцевого продукту переробки невідомі.

На ЧАЭС побудований завод, призначений для переробки рідких радіоактивних відходів, накопчених за час експлуатації і тих, які утворилися в процесі зняття з експлуатації ЧАЭС, а також експлуатаційних ЖРО об'єкта «Укриття». Затверділі рідкі відходи в формі цементного компаунду (кінцевий продукт) упаковуються в 200-літрові бочки і розміщуються в спеціально обладнаному приповерхневому сховищі твердих радіоактивних відходів (ТРО), розташованому на території комплексу «Вектор».

Технології кондиціонування рідких РАО (ЖРО) реакторів ВВЭР (боратосодержачі кубові залишки, солевий плав, іонообмінні смоли), які, в основному, за рівнем удільної активності відносяться до середньоактивних відходів, на АЭС України до даних часів не впроваджені. Незважаючи на те, що об'єми ЖРО на АЭС помітно менше об'єму накопчених твердих низкоактивних відходів (ТРО) (18797 м<sup>3</sup> і 36534 м<sup>3</sup> відповідно на 31.12.2014) [7], основна кількість активності міститься саме в рідких відходах, які мають специфічні особливості хімічного складу. Відомо, що розчинні сполуки бора, як і містяться в кубових залишках і в солевих плавах в значущих концентраціях гідроксиди натрію і калію, оксалати, комплексоны і поверхнюактивні речовини, негативно впливають на процеси твердіння цементних матриць і суттєво знижують міцність і стійкість бетонів, які знаходяться під впливом факторів оточуючого середовища (агресивні підземні води, коливання температур, мікробіологічна активність і т.д.) [8]. При таких умовах можливе проявлення процесів, які призводять до підвищення фільтраційно-міграційних характеристик матеріалів РАО в сховищі і до деградації утримуваних (бар'єрних) властивостей контейнерів з РАО і інженерних конструкцій сховища [9].

В даний час діє тільки один документ, який визначає вимоги до властивостей матриць: «Критерії приймання радіоактивних відходів на захоронення в спеціально обладнаному приповерхневому сховищі твердих радіоактивних відходів (СОПСТРВ). Перший етап експлуатації СОПСТРВ. Приймання РАО від ЗПРРВ та ЗПТРВ ДСП ЧАЭС для захоронення в два симетричних відсіки СОПСТРВ», який носить тимчасовий характер і може бути застосований тільки для двох відсіків сховища. При цьому параметри швидкості вищелачивання  $\leq 10^{-3}$  г/см<sup>2</sup>·день встановлені тільки для цементної матриць кінцевого продукту переробки ЖРО на заводі ЧАЭС<sup>2</sup>. Для ТРО, розміщених в залізобетонному контейнері, обмеження на швидкість вищелачивання не встановлюються.

Многочисленність джерел надходження РАО, недостатність інформації про морфологічний, речовинний і радіоізотопний склад відходів, різноманітність плануваних до використання технологій переробки ТРО і відсутність технічних

<sup>2</sup> Слід підкреслити, що швидкість вищелачивання визначається згідно ГОСТ 29114-91 «Відходи радіоактивні. Метод вимірювання хімічної стійкості отверджених радіоактивних відходів за допомогою тривалого вищелачивання» в термін 1-2 місяців, що не дає підстав для екстраполяції отриманих значень на сотні років.

решений по кондиціонуванню ЖРО не дають можливості навіть на якісному рівні оцінити захисні властивості матриць, що містять радіонукліди, особливо в контексті збереження ізолюючих властивостей на протязі тривалого часу – 500-600 років.

Безсумнівно, ці матриці мають певні властивості захисного бар'єра, однак достовірні дані про ізолюючі здатності матриць відходів відсутні або важко визначити, внаслідок чого в більшості розрахунків по безпеці міграції радіонуклідів цим бар'єром консервативно ігнорують.

**ФИЛЬТРАЦИОННЫЙ ЭКРАН.** Проектні рішення по спорудженню поверхневих сховищ типу ТРО-1, ТРО-2, СОПХТРО (Лот 3) на території «Вектор» передбачають створення глиняних протифільтраційних екранів під монолітними залізобетонними плитами, які будуть основою відповідних сховищ. Ще один глиняний екран передбачається створити над сховищем після його закриття.

Функція безпеки верхнього глиняного шару полягає в скороченні інфільтрації метеоропадів. Внаслідок наявності пористості, відображеної в проектному коефіцієнті фільтрації, надходження опадів в сховище неминуче і певне кількість вологи пропитає тіло відходів з самого початку.

Основним компонентом екранів є водоізолюючий шар товщиною 0,5 – 1 м з місцевих глинистих порід, поширених в районі с.Чистоголівка. Ці породи представлені широким спектром плейстоценових червоно-бурих і бурих глин, суглинків, неогенових шаруватих глин з включеннями грубообломочного матеріалу. Передбачається, що насипний глиняний матеріал при будівництві сховища буде ущільнюватися до щільності  $\gamma_{ск} \approx 1600 \text{ кг/м}^3$ . Оцінюваний коефіцієнт фільтрації в «глиняному» шарі коливається в широких межах – від  $2 \cdot 10^{-3} \text{ м/сут.}$  до  $4,2 \cdot 10^{-2} \text{ м/сут.}$

Головна функція безпеки нижнього глиняного шару полягає в сорбційній здатності, яка призводить до утримання радіонуклідів в системі захоронення, однак коефіцієнти розподілу  $K_d$  і пористість для згаданих глинистих порід не визначені, особливо в умовах взаємодії з рідинною фазою, насиченою продуктами взаємодії інфільтраційної води з бетоном. Високе вміст іонів  $\text{Ca}^{2+}$  і гідратованих сполучень алюмінію разом з  $\text{pH} > 7$  призведе до зниження сорбційної здатності глин, їх розбухання, коагуляції і в кінцевому підсумку до зниження фільтруючої здатності. В цьому випадку рівень інфільтраційної води зросте, що внаслідок припинення роботи дренажних систем після завершення етапу активного контролю, викличе ефект переповненого блюдця і безпосереднє надходження забрудненого інфільтраційного потоку в зону аерації минує нижній глиняний шар.

Логічно вважати, що нижній екран не буде піддаватися помітним змінам на період існування сховища, тоді як верхній екран, на який безпосередньо впливають фактори навколишнього середовища, в умовах відсутності активного контролю має обмежений термін існування і процеси ерозії неминуче призведуть до часткового руйнування глиняного шару.

Всі вищеперераховані вказують на відсутність повного обсягу достовірних даних про властивості даного інженерного бар'єра, необхідних для оцінки довготривалої безпеки захоронення.

#### **ЖЕЛЕЗОБЕТОННЫЙ КОНТЕЙНЕР (СЕКЦИЯ ХРАНИЛИЩА)**

З метою ефективного дотримання вимог безпеки при захороненні низько- і середньоактивних РАО в світовій практиці широко використовуються залізобетонні контейнери і/або створюються залізобетонні конструкції сховищ, які розглядаються як найважливіший компонент системи техногенних захисних бар'єрів. Вони виконують дві основні функції:

- забезпечення довготривалої фізичної цілісності ємкості для ізоляції вмісту від навколишнього середовища;

- обеспечение низкой проницаемости для предотвращения выхода радионуклидов из емкости по диффузионному механизму.

В настоящее время для захоронения РАО в хранилищах комплекса «Вектор» проектом предусмотрено использование железобетонного контейнера КТЗ-3,0 (ТУ У 13306137.006-2000), для которого определен срок эксплуатации 300 лет в условиях захоронения

Рассмотрим вкратце особенности, присущие системе «ТРО-контейнер». Так, исследованиями установлено, что радиационная и гидротермальная устойчивость композитов на портландцементе сохраняются при поглощенной дозе  $\gamma$ -излучения  $10^7$  Гр [10], а скорость разрушения поверхности бетонных конструкций может достигать 10 см за 1000 лет [11]. При оценке долговременной устойчивости бетона необходимо учитывать процессы его карбонатизации за счет  $\text{CO}_2$ , содержащегося в воздухе или растворенного в подземных водах. Растворимость  $\text{CaCO}_3$  на два порядка меньше растворимости  $\text{Ca}(\text{OH})_2$ , что вызывает снижение проницаемости бетона и миграция радионуклидов возможна лишь по механизму диффузии. Измеренные экспериментально коэффициенты диффузии  $D$  некоторых радионуклидов в бетоне имеют достаточно низкие значения в диапазоне  $10^{-12} - 10^{-14}$  м<sup>2</sup>/с [12,13]. По расчетам [14] при  $D=10^{-13}$  м<sup>2</sup>/с нуклид  $^{137}\text{Cs}$  за 300 лет не выйдет за стенку контейнера толщиной 220 мм.

Однако в реальности известны ситуации с быстрым проникновением радионуклидов сквозь толщу железобетона. В качестве примера можно привести промышленные радиационные аварии на пунктах захоронения РАО Киевского и Харьковского ГМСК УКрГО «Радон», где отмечен интенсивный вынос трития из железобетонных хранилищ [15] и масштабный выход радионуклидов из приповерхностных хранилищ ТРО Ленинградского спецкомбината «Радон» [16]. Основными причинами, приведшими к выходу радионуклидов из хранилищ и загрязнению грунтовых вод на промплощадке, являлись:

- конструктивные недостатки проекта хранилищ, не исключающие попадание и накопление в них атмосферных осадков;
- некачественное выполнение гидроизоляции перекрытий хранилищ;
- подтопление основания хранилищ в результате высокого сезонного уровня грунтовых вод;
- физическое старение основных конструкций хранилищ ТРО.

Об эффективности защитных инженерных барьеров в хранилищах ТРО Ленинградского спецкомбината «Радон» можно судить, сопоставляя уровни активности растворов в хранилищах и в воде наблюдательных скважин (табл. 1).

**Таблица 1.** Сопоставление объемных активностей растворов хранилищ и грунтовых вод, отобранных из наблюдательных скважин по периметру хранилищ, Бк/л.

параметр	$^3\text{H}$	$^{137}\text{Cs}$	$^{90}\text{Sr}$
Максимальное значение в хранилищах (1998-1999 гг.)	3,7e7	7,4e4	8,5e3
Средние значения в хранилищах (1998-1999 гг.)	8,1e6	10,7e3	2,15e3
Максимальное значение в скважинах (1990-1991 гг.)	3,7e7	6,7e2	4,4e3
Максимальное значение в скважинах (1998-1999 гг.)	18,5e6	88,8	9,3e2

Отчетливо заметно, что для миграционно способных радионуклидов  $^3\text{H}$  и  $^{90}\text{Sr}$  бетонные поверхностные хранилища не выполняют защитные функции в полной мере.

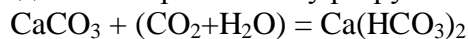
Новообразованные минералы с высоким содержанием урана и радиоизотопов цезия были обнаружены в помещениях объекта «Укрытие» на поверхности бетона, которым были перекрыты некоторые топливосодержащие массы [17]. При проведении дезактивационных работ на 3 энергоблоке ЧАЭС отмечено, что в присутствии влаги радионуклиды могут проникать в бетон на глубину нескольких сантиметров всего за несколько суток [18]. Видимо, быстрая миграция радионуклидов через толщу бетона обусловлена наличием в

последнем микрокапилляров, микротрещин, пористости<sup>3</sup> и т.д. Поэтому делать заключения о защитных свойствах бетона, основываясь лишь на диффузионном механизме, неправомерно.

Как все техногенные изделия со временем контейнер деградирует. Механизм этой деградации достаточно сложный и недостаточно изучен. Следует подчеркнуть, что деградация защитных характеристик контейнера во многом зависит от качества его изготовления, эксплуатационного обслуживания (человеческий фактор) и комбинированного воздействия факторов окружающей среды, а также от факторов, обусловленных радиационным излучением размещенных в контейнере радиоактивных отходов. Некоторые сценарии деградации бетонных конструкций, используемых в качестве защитных барьеров в ядерной энергетике, рассмотрены в публикациях [19-21].

Физико-химический состав бетона уже сам по себе «провоцирует конфликт», результатом которого является образование большого количества локальных скрытых и явных центров разрушения по всему объему бетонного изделия. Эти центры из-за протекания физических и/или химических процессов, в конечном счете, приводят к макроразрушениям. Наличие металла в бетоне (металлический скрап, различные конструкции и др.) лишь увеличивает число первичных скрытых центров разрушения железобетонного изделия, например за счет разницы в коэффициентах теплового расширения металла и бетона [19].

Природа первичных скрытых центров разрушения бетонных и железобетонных изделий и сооружений, а также кинетика их дальнейшего развития (превращение одних центров в другие) изучены недостаточно. Одним из известных механизмов разрушения бетона является выщелачивание — растворение и вымывание компонентов бетона водами малой жесткости такой его составной части, как  $\text{Ca}(\text{OH})_2$ , что в конечном итоге приводит к увеличению пористости бетона и снижению прочности конечного изделия. Под влиянием воды, содержащей свободный диоксид углерода, образуется водорастворимый гидрокарбонат кальция, что приводит к поверхностному разрушению бетонного изделия



У железобетонных защитных изделий, изготавливаемых при строительстве хранилищ РАО, стенки, дно (и крышка — для контейнеров) армированы стальной конструкцией, которая представляет собой сварную стальную систему. Процесс сварки приводит к изменению структуры металла в месте сварки и к соответствующим напряжениям. Можно предположить, что места сварки арматуры изначально представляют собой первичные центры потенциального разрушения контейнера (скрытые центры разрушения). Именно эти локальные вторичные центры сами по себе или под действием излучения радионуклидов РАО могут стать реальными источниками разрушения контейнера. Авторы [18] указывают, что указанные центры потенциального разрушения контейнера рассредоточены равномерно по всей толщине его стенок, дна и крышки и расположены вблизи внешней и внутренней поверхности контейнера на глубине до 3 см. Учитывая то, что, даже находясь в хранилище, внешняя сторона контейнера, как и весь контейнер, подвержена влиянию факторов окружающей среды (сезонные колебания температуры и т.д.), а внутренняя — еще и облучению радионуклидами РАО, контейнер начинает разрушаться точно по всему объему и с обеих сторон (внешней и внутренней) по встречному направлению.

Еще одним негативным фактором, влияние которого сложно учесть, является заливка металлической арматуры крупногабаритного железобетонного изделия (плита основания, стены хранилищ типа ТРО-2, СОПХТРО) бетоном. Процесс заливки происходит не одномоментно, а в течение некоторого времени (исчисляемого в днях). При этом в различных участках плиты как по толщине, так и по площади, бетон застывает и превращается в бетонный камень в разное время, образуя соответствующие границы

<sup>3</sup> Затвердевший бетон — пористый материал. Поры образует вода, не вступившая в гидратацию с цементом. Дополнительная пористость в бетоне создается вследствие воздухововлечения при приготовлении бетонной смеси и при нарушении сплошности на границе раздела между цементным камнем и заполнителями.

разделов между областями с различной плотностью бетона. Можно утверждать, что эти границы являются потенциальными источниками разрушения данной плиты [19]. Чем больше толщина и площадь такой плиты, тем процессы разрушения более вероятны и скорость их выше.

Дополнительным фактором, способствующим деструкции железобетонных конструкций поверхностных хранилищ, является наличие на площадке так называемых аномальных зон – западин, в которых повышенная скорость вертикальной миграции обусловлена ослаблением инженерно-геологических свойств пород. Можно предположить, что наличие такой локальной западины на площадке комплекса «Вектор» вызвало проседание плиты основания хранилища Лот 3 и как следствие – возникновение трещин в стенах отдельных отсеков (устное сообщение В.М. Шестопалова, РПЦ ИГН НАН Украины).

Приведенными примерами далеко не исчерпываются возможные причины и механизмы деградации защитных железобетонных барьеров, применяемых для предотвращения потенциального воздействия радиоактивных отходов при поверхностном захоронении. С учетом указанных выше неопределенностей поведение рассматриваемой системы «контейнер + РАО» в течение длительного срока ее эксплуатации (более 300 лет) сложно прогнозировать.

### **Временные рамки упрощенного итеративного подхода**

Безусловно, достоверность результатов оценки безопасности непосредственно зависит от качества данных, применяемых методах и используемых моделей. Для количественных оценок требуется применение математических моделей и знание величины параметров этих моделей. Рассмотрение доступных на текущее время данных по свойствам основных компонентов системы инженерных барьеров на площадке комплекса «Вектор» свидетельствует в пользу вывода о явной недостаточности достоверной информации, позволяющей объективно обосновать способность инженерных барьеров обеспечить долговременную изоляцию (на период до 600 лет и более) радиоактивных отходов в поверхностных хранилищах.

Исходя из методологии итеративного подхода, при оценке безопасности поверхностного захоронения на площадке «Вектор» предлагается определить некоторый фиксированный отрезок времени, на протяжении которого можно с достаточной уверенностью прогнозировать эффективное функционирование всей системы инженерных барьеров. Оценка длительности этого периода базируется на представлении об этапности эксплуатации хранилищ для захоронения РАО комплекса «Вектор», которое изложено в документе *«Керівництво з оцінки загального впливу майданчика «Вектор» з багатьма об'єктами, призначеними для переробки, зберігання та захоронення радіоактивних відходів»*. Выделяется три этапа существования хранилища со следующими временными рамками:

этап 1 – строительство, эксплуатация, снятие с эксплуатации всех объектов для обращения с РАО – завершается через 200 лет с момента первого размещения РАО в хранилищах ( $T_0+200$ );

этап 2 – активный административный контроль — начинается после завершения этапа 1. Длительность этапа 2 оценивается в 300 лет, т. е. окончание этапа предполагается в момент  $T_0+500$ .

этап 3 – деградация инженерных барьеров.

На втором этапе выполняются обслуживание, мониторинг, ремонт противοфильтрационного барьера хранилищ, эксплуатация дренажных систем, что создает условия для эффективного функционирования системы инженерных барьеров и предотвращает (минимизирует) выход радионуклидов из хранилищ в геологическую среду. С учетом суммарной длительности этапов 1 и 2 гарантированное время удержания радионуклидов в хранилищах может составить 500 лет.



Таким образом, в настоящее время оценка долговременной безопасности поверхностного захоронения на площадке «Вектор» и непосредственно задача определения пределов активности  $A_0$  может быть решена на основе доступных данных о свойствах геологической среды (зона аэрации, водоносный комплекс четвертичных отложений) с учетом предположения об эффективном функционировании системы инженерных барьеров на протяжении 500 лет ( $E_{const}$ ) и применением консервативных сценариев деградации инженерных барьеров на период свыше 500 лет ( $E_t$ ).

$$A_0 = f[(E_{const} + E_t), N_{const}]$$

В последующем при накоплении соответствующих данных в ходе эксплуатации хранилищ (этап 1) будут определены/уточнены конкретные параметры компонентов инженерных барьеров, необходимых для использования в математических моделях миграции радионуклидов и уточнения оценки долгосрочной безопасности.

### Выводы

1. В настоящее время отсутствуют данные для объективного прогноза деградации защитных свойств компонентов инженерных барьеров (матрица, фильтрационный экран, железобетон) и их вклада в обеспечение безопасности поверхностного захоронения РАО на площадке «Вектор» в течение длительного периода после снятия хранилища с эксплуатации. Отмечено, что оценка устойчивости инженерных барьеров к деградации в условиях воздействия факторов окружающей среды является актуальной задачей оценки долгосрочной безопасности захоронения.
2. При оценке долговременной безопасности поверхностного захоронения и расчета предела активности РАО, размещаемых на площадке «Вектор», с учетом предполагаемой этапности эксплуатации хранилищ, предлагается использовать положение об эффективном функционировании системы инженерных барьеров на протяжении 500 лет.
3. Рассчитанные на предложенной основе пределы активности послужат основой для разработки уточненных моделей и сценариев для получения в дальнейшем улучшенной оценки долговременной безопасности поверхностного захоронения на площадке «Вектор».

### ЛИТЕРАТУРА

1. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Near Surface Disposal of Radioactive Waste: Safety Requirements, Safety Standards Series No. WS-R-1, IAEA, Vienna (1999).
2. Закон України «Про Загальнодержавну цільову екологічну програму поводження з радіоактивними відходами» від 17.09.2008 № 516.
3. Derivation of activity limits for the disposal of radioactive waste in near surface disposal facilities. — Vienna : IAEA, 2003. — 145 p. — (IAEA-Tecdoc-1380).
4. Водообмен в гидрогеологических структурах и Чернобыльская катастрофа / Отв. редактор В. М. Шестопапов. — К., 2000. — 622 с.
5. Гігієнічні нормативи «Рівні звільнення радіоактивних матеріалів від регулюючого контролю» : Затвердж. постановою головного санітарного лікаря України від 30.06.2010 № 22.
6. Гігієнічні нормативи «Основні санітарні правила забезпечення радіаційної безпеки України» ДСП 6.177-2005-09-02.
7. Поводження з радіоактивними відходами при експлуатації АЕС ДП НАЕК «Енергоатом» (станом на 31.12.2014). [Електронний ресурс]. — Режим доступу: [www.energoatom.kiev.ua/atachs/Report\\_RW\\_2014\\_ua.pdf](http://www.energoatom.kiev.ua/atachs/Report_RW_2014_ua.pdf)
8. Козлов П.В., Слюнчев О.М., Ровный С.И., Кирьянов К.В. Определение тепловыделения цементного компаунда в процессе твердения // Журнал радиационной безопасности. — 2009. — №3 — С. 17–26.
9. Москвин В.М., Иванов Ф.М., Алексеев С.Н., Гузев Э.А. Коррозия бетона и железобетона. — Москва: Стройиздат, 1980. — 218 с.
10. Ахмадьяров Д.М. Бетоны нового поколения для ядерной энергетики и промышленности России // Атомная энергия. — 1995.—т.78.—вып.2.— стр. 127 – 132.
11. Stalder F. Quality Assurance concept in the Field of Low and Intermediate Radioactive Waste Packaging / PATRAM 86. — vol.1—IAEA—SM-286/1.

12. Иванов И.А., Шатков В.В., Сорокин В.Т., Гулин А.Н. Диффузия радионуклидов в цементосодержащих материалах // Радиохимия –1994. – т.36. – вып.2– с. 36-44.
13. Иванов И.А., Цветков В.И., Ерошков С.Н. Диффузия радионуклида Cs-137в материале невозвратных бетонных контейнеров для хранения РАО //Радиационная безопасность: обращения с РАО и ОЯТ: Докл. 5-й междунар.конф. 24–17 сентября 2002г. – С-Пб. –2002. – с.104-105.
14. Сорокин В.Т., Заручевская Г.П., Щедов А.А. Некоторые вопросы оценки риска при захоронении радиоактивных отходов в приповерхностные сооружения // Экологическая химия. – 1997. –№6. – с.182 –186.
15. Тритій у біосфері / Долін В.В., Пушкаръов О.В., Шраменко І.Ф. – Київ. Наукова думка, 2012.–222с.
16. Оценка влияния атомно-промышленного комплекса на подземные воды и смежные природные объекты (г. Сосновый Бор Ленинградской области)/ Под ред. В.Г. Румынина. – СПб.: Изд-во С.-Петербур. ун-та. – 2003. – 208 с.
17. Ядерное топливо в объекте «Укрытие» Чернобыльской АЭС / Р.В. Арутюнян, Л.А. Большов, А.А. Боровой, Е.П. Велихов, А.А. Ключников. — М. : Наука, 2010. — 240 с.
18. Анисимов А.И., Гайко В.Б., Константинов Е.А и др. Влияние характера радиоактивного загрязнения на выбор способов дезактивации оборудования и помещений 3-го энергоблока ЧАЭС// Доклады 1 Всесоюзного научно-технического совещания по итогам ликвидации последствий аварии на Чернобыльской АЭС. Чернобыль, 1989. –т.7. – №2. – с.3 –19.
19. Васильченко В.Н., Жигалов Я.А., Сандул Г.А. Защитные барьеры в ядерной энергетике: основные причины деградации // Ядерна енергетика та довкілля – 2013. – №1. – с.38–45.
20. Васильченко В.Н., Жигалов Я.А., Носовский А.В., Сандул Г.А. Некоторые сценарии деградации бетонных конструкций, используемых в качестве защитных барьеров в ядерной энергетике // Ядерна енергетика та довкілля – 2013. –№ 2. – с.22–30.
21. Андриевский В.З., Васильченко В.Н., Жигалов Я.А., Сандул Г.А. Некоторые особенности эксплуатации системы “контейнер+радиоактивные отходы” для хранения и захоронения долгосуществующих радиоактивных отходов // Ядерна енергетика та довкілля – 2014. – № 1 (3), с. 29 – 34.

## REFERENCES

1. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Near Surface Disposal of Radioactive Waste: Safety Requirements, Safety Standards Series No. WS-R-1, IAEA, Vienna (1999).
2. Zakon Ukraïny «Pro Zagal'noderzhavnu cil'ovu ekologichnu programu povodzhennja z radioaktyvnymy vidhodamy» vid 17.09.2008 № 516 [The Law of Ukraine "On the State Environmental Program of Radioactive Waste Management" from 17.09.2008 № 516] [in Ukrainian]
3. Derivation of activity limits for the disposal of radioactive waste in near surface disposal facilities. — Vienna : IAEA, 2003. — 145 p. — (IAEA-Tecdoc-1380).
4. V. Shestopalov (Eds.). (2000) Water exchange in the hydrogeological structures and Chernobyl disaster. — Kiev. — 622 s. [in Russian].
5. Gigijenični normatyvy «Rivni zvil'nennja radioaktyvnyh materialiv vid reguljujuchoho kontrolju»: Zatverdzeni postanovu golovnoho sanitarnogo likarja Ukraïny vid 30.06.2010 №22. [Hygienic standards "Equal release of radioactive materials from regulatory control": Approved Resolution chief sanitary doctor of Ukraine of 30.06.2010 № 22] [in Ukrainian]
6. Gigijenični normatyvy «Osnovni sanitarni pravyla zabezpechennja radiacijnoi' bezpeky Ukraïny» DSP 6.177-2005-09-02 [Hygienic standards "Basic sanitary rules of radiation safety of Ukraine" DSP 6.177-2005-09-02]. [in Ukrainian]
7. Radioactive Waste Management and NPP "Energoatom" operation (as of 31.12.2014). [Electronic resource]. – Access mode: [www.energoatom.kiev.ua/atachs/Report\\_RW\\_2014\\_ua.pdf](http://www.energoatom.kiev.ua/atachs/Report_RW_2014_ua.pdf) [in Russian].
8. P. Kozlov Opredelenie teplovydelenija cementnogo kompaunda v processe tverdenija [Determination of heat release cement compound during hardening]/ Kozlov P.V., Sljunchev O.M., Rovnyj S.I., Kir'janov K.V.// Zhurnal radiacionnoj bezopasnosti [Journal of Radiation Safety] – 2009. – №3 – p. 17–26. [in Russian].
9. V. Moskvina, F. Ivanov, S. Alekseev, E.Gusev (1980) Korrozija betona i zhelezobetona [Corrosion of concrete and reinforced concrete]. - Moscow: Stroyizdat [in Russian].

10. *D. Ahmad'jarov* Betony novogo pokolenija dlja jadernoj jenergetiki i promyshlennosti Rossii [Concrete new generation of nuclear energy and industry of Russia] // *Atomnaja energija [Nuclear Energy]* –1995.– vol.78.– №2.– p. 127 – 132. [in Russian].
11. *F.Stalder* Quality Assurance concept in the Field of Low and Intermediate Radioactive Waste Packaging / PATRAM 86. – vol.1–IAEA–SM-286/1.
12. *I. Ivanov* Diffuzija radionuklidov v cementsoderzhashhiih materialah [Diffusion of radionuclides in cementitious materials]/ Ivanov I.A., Shatkov V.V., Sorokin V.T., Gulin A.N.// *Radiokhimiya [Radiochemistry]* –1994. – vol.36. – №.2– p. 36-44. [in Russian].
13. *I. Ivanov* Diffuzija radionuklida Cs-137 v materiale nevozvratnyh betonnyh kontejnerov dlja hranenija RAO [Diffusion of radionuclides of Cs-137 in the material of non-performing concrete containers for radioactive waste storage]/ Ivanov I.A., Cvetkov V.I., Eroshkov S.N.// *Radiacionnaja bezopasnost': obrashhenija s RAO i OJaT: Doklady 5-j mezhdunarodnoj konferencii 24–17 sentjabrja 2002 g. – S-Pb. – 2002. – s.104-105. [in Russian].*
14. *Sorokin V.T.* Nekotorye voprosy ocenki riska pri zahoronenii radioaktivnyh othodov v pripoverhnostnyie sooruzhenija [Some questions of risk assessment at the disposal of radioactive waste in near-surface facilities] / Sorokin V.T., Zaruchevskaja G.P., Shhvedov A.A. // *Ekologicheskaja himija [Ecological Chemistry]* – 1997. –№6. – p.182 –186. [in Russian].
15. *V. Dolin, O. Pushkar'ov., I. Shramenko* (2012) Trytij u biosferi [Tritium in the biosphere] Kyiv: Naukova dumka [in Ukrainian]
16. *V. Rummyin* (2003) Otsenka vliyaniya atomno-promyshlennogo kompleksa na podzemnyie vody i smezhnyie prirodnyie ob'ekty (g. Sosnovyy Bor Leningradskoy oblasti) [Assessing the impact of atomic-industrial complex on groundwater and related natural objects (Sosnovy Bor, Leningrad region)] SPb.: Izd-vo S.-Peterb. un-ta [in Russian].
17. *R. Arutjunjan, L. Bol'shov, A. Borovoj, E. Velihov, A. Kljuchnikov* (2010) Jadernoe toplivo v ob'ekte "Ukrytie" Chernobyl'skoj AES [Nuclear fuel in "Shelter" of the Chernobyl nuclear power plant] — M. : Nauka. [in Russian].
18. *A. Anisimov* Vliyanie kharaktera radioaktivnogo zagryazneniya na vybor sposobov dezaktivatsii oborudovaniya i pomeshcheniy 3-go energobloka ChAES [Effect of the radioactive contamination nature to choose methods of decontamination equipment and facilities of Chernobyl NPP unit 3]/ Anisimov A.I., Gayko V.B., Konstantinov E.A. et al //Doklady 1 Vsesoyuznogo nauchno-tekhnicheskogo soveshchaniya po itogam likvidatsii posledstviy avarii na Chernobyl'skoj AES. [Reports, Scientific and technical meeting on the results of liquidation of consequences the Chernobyl accident]. – Chernobyl, 1989. -v.7, №2. - p.3-19. [in Russian].
19. *V. Vasil'chenko* Zashhitnye bar'ery v jadernoj jenergetike: osnovnye prichiny degradacii [Protective barriers to nuclear power: the main causes of degradation]/ Vasil'chenko V. N., Zhigalov Ja. A., Sandul G.A.// *Jaderna energetika ta dovkillja [Nuclear energy and the environment]* – 2013. – №1. – p.38–45. [in Russian].
20. *V. Vasil'chenko* Nekotorye scenarii degradacii betonnyh konstrukcij, ispol'zuemyh v kachestve zashhitnyh bar'erov v jadernoj jenergetike [Some scenarios of degradation of concrete structures used as protective barriers to nuclear power]/ Vasil'chenko V. N., Zhigalov Ja. A., Nosovskij A.V., Sandul G.A.// *Jaderna energetika ta dovkillja [Nuclear energy and the environment]* – 2013. –№ 2. – p.22–30. [in Russian].
21. *V. Andrievskij* Nekotorye osobennosti jekspluatacii sistemy "kontejner+radioaktivnye othody" dlja hranenija i zahoronenija dolgosushhestvujushhiih radioaktivnyh othodov [Some features of the operating system "container + radioactive waste" for the storage and disposal of long-lived radioactive waste]// Andrievskij V.Z., Vasil'chenko V.N., Zhigalov Ja.A., Sandul G.A.// *Jaderna energetika ta dovkillja [Nuclear energy and the environment]* – 2014. – № 1 (3), p. 29 – 34. [in Russian].

## **ПРО ВРАХУВАННЯ НЕВИЗНАЧЕНОСТІ ВЛАСТИВОСТЕЙ ІНЖЕНЕРНИХ БАР'ЄРІВ ПРИ ОЦІНЦІ ДОЛГОСТРОКОВОЇ БЕЗПЕКИ ПОВЕРХНЕВОГО ЗАХОРОНЕННЯ НА КОМПЛЕКСІ «ВЕКТОР»**

**ОЛЬХОВИК Ю. О.** кандидат геол.-мін. наук, ДУ «Інститут геохімії навколишнього середовища НАН України», yolkhovyk@ukr.net

У роботі розглянуто елементи системи безпеки, передбачені проектом комплексу «Вектор» для забезпечення довгострокової безпеки поверхневого захоронення радіоактивних відходів Чорнобильської АЕС, підприємств зони відчуження, працюючих АЕС України, комбінатів ДК «УкрДО Радон». Одним із елементів цієї системи є встановлення межі активності при захороненні радіоактивних відходів в приповерхневих сховищах. Існуючі наразі невизначеності у описі системи захоронення на майданчику «Вектор» помітно утруднюють розрахунки межі активності РАО, які можна безпечно розмістити на ньому із врахуванням довгострокового існування сховища – 500 і більше років. Для компонентів інженерних бар'єрів (матриця, протифільтраційні екрани, залізобетонні вироби) до теперішнього часу відсутні конкретні параметри, необхідні для оцінки довгострокової безпеки захоронення та їх стійкості до деградації протягом тривалого періоду після зняття сховища з експлуатації. На поточному рівні знань задача визначення межі активності, яка безпечно розміститься на майданчику комплексу «Вектор», може бути вирішена на основі доступних даних про властивості геологічного середовища (зона аерації, водоносний комплекс четвертинних відкладень) з врахуванням припущення про ефективне функціонування системи інженерних бар'єрів протягом 500 років.

**Ключові слова:** безпека, захоронення, межа активності, інженерні бар'єри

## **ABOUT THE UNCERTAINTY OF PROPERTIES OF ENGINEERING BARRIERS IN LONG-TERM SAFETY ASSESSING OF SURFACE DISPOSAL AT THE "VECTOR" COMPLEX**

**Yu. Olhovyk** Ph. D(Geol.-Min.), SI «Institute of Enviromental Geochemistry NAS Ukraine»,  
yolkhovyk@ukr.net

*The safety system elements envisaged in the "Vector" complex design for the long-term safety of surface disposal of radioactive waste from Chernobyl NPP, exclusion zone companies, nuclear power plants operating in Ukraine, mills of SC "Ukrainian State Association "Radon" are discussed in the publication. Establishing of activity limits for radioactive waste disposal in the near-surface repositories is an element of this safety system. Current uncertainties in description of the disposal system at the "Vector" site significantly complicate the calculation of activity limits that can be safely disposed of at the site, taking into account the existence of the long-term (500 years or more) storage facility. Significant information has been collected for the geology and hydrogeology of the "Vector" complex site. To date, for the components of engineered barriers (matrix, impervious screens, concrete products) there are neither specific parameters as needed to assess the long-term safety of the disposal, nor specific parameters of their resistance to degradation over a long period after the storage facility is decommissioned. It is proposed that the task of determining the activity limits can be solved on the basis of the available data on the properties of the geological environment (zone of aeration, water-bearing complex of quaternary sediments), taking into account the assumption that the engineered barriers can function effectively for 500 years during exploitation and active control.*

**Keywords:** safety, surface disposal, activity limit, engineered barriers.