

МІНІСТЕРСТВО ОСВІТИ І НАУКИ УКРАЇНИ
ОДЕСЬКИЙ ДЕРЖАВНИЙ ЕКОЛОГІЧНИЙ УНІВЕРСИТЕТ

Факультет магістерської підготовки
Кафедра загальної та теоретичної фізики

Магістерська кваліфікаційна робота

на тему: «ТЕХНОЛОГІЇ СТВОРЕННЯ ЗАХИСНИХ ЕКРАНІВ МІКРО-
МЕХАНІЧНИХ СУМІШЕЙ»

Виконав студент 2 курсу групи МТЗ-19
спеціальності 183 «Технології захисту
навколишнього середовища»

Шалоумов Юрій Миколайович

Керівник д.ф.-м. н., професор
Герасимов Олег Іванович

Рецензент д.ф.-м.н. професор
Калінчак Валерій Володимирович

МІНІСТРЕСТВО ОСВІТИ І НАУКИ УКРАЇНИ
ОДЕСЬКИЙ ДЕРЖАВНИЙ ЕКОЛОГІЧНИЙ УНІВЕРСИТЕТ

Факультет магістерської підготовки

Кафедра загальної та теоретичної фізики

Рівень вищої освіти магістр

Спеціальність 183 Технології захисту навколишнього середовища

(шифр і назва)

(наказ № 194-С, від 16.10.2020)

ЗАТВЕРДЖУЮ

Завідувач кафедри

загальної та теоретичної

фізики Герасимов О. І.

“ 26 ” 10 2020 р

ЗАВДАННЯ

НА МАГІСТЕРСЬКУ РОБОТУ СТУДЕНТА

Шалоумов Юрій Миколайович

(прізвище, ім'я, по батькові)

1. Тема роботи: *Технології створення захисних екранів мікро-механічних сумішей*

керівник роботи д.ф-м.н, проф. Герасимов Олег Іванович

(прізвище, ім'я, по батькові, науковий ступінь, вчене звання)

затвердженні наказом вищого навчального закладу від «16» жовтня 2020 року № 194-С

2. Срок подання студентом роботи 10 грудня 2020 р.

3. Вихідні дані до роботи

4. Зміст розрахунково-пояснювальної записки (перелік питань, які

потрібно розробити)

1. Радіаційне охрупчування за високих та низьких температур. 2. Поняття гранульованих матеріалів.

5. Перелік графічного матеріалу (з точним значенням обов'язкових креслень):

Таблиця 1.1 – Оптимальні комбінації захисних матеріалів, де v - об'ємна частка важкої компоненти; $L_{ш}$, L_n , L_m , L_γ - довжина релаксації для швидких, проміжних, теплових нейтронів і гама-випромінювання відповідно; L - довжина релаксації для змішаного гама-нейтронного випромінювання

Рисунок 1.1 – радіаційний ряд ароматичних фрагментів

Рисунок 1.2 – Залежність відносного подовження поліетилену від потужності дози, де 1 – за потужності дози 26 Гр/с; 2 – за 1/7 Гр/с; 3 – за 0,24 Гр/с

Рисунок 2.1 – Дозна залежність пластичності сталей ОХ16Н15МЗБ та 1Х13М2БФР після реакторного та (e , γ)-опромінення. $T_{opr} = 275$ °С, $T_{випр} = 350$ °С

Рисунок 4.1 – Зіткнення двох сферичних частинок

6. Консультанти розділів роботи

Розділ	Прізвище, ініціали та посада консультанта	Підпис, дата	
		завдання видав	завдання прийняв
	Немає		

7. Дата видачі завдання 26.10.2020 р.

КАЛЕНДАРНИЙ ПЛАН

№ з/п	Назва етапів кваліфікаційної роботи	Термін виконання етапів роботи	Оцінка виконання етапу	
			у %	за 4-х бальною шкалою
1	Огляд новітніх літературних джерел за темою дипломного проекту	3 1.10.2020	90	5 (відмінно)
2	Узагальнення основних теоретичних положень проекту	26.10.2020	90	5 (відмінно)
3	Рубіжна атестація	16 – 21.11.20 р	90	5 (відмінно)
4	Попередній захист кваліфікаційної роботи	14.12.2020	90	5 (відмінно)
5	Перевірка на плагіат	12.- 14.12.2020	90	5 (відмінно)
6	Рецензування	21.- 22.12.2020	90	5 (відмінно)
Інтегральна оцінка виконання етапів календарного плану (як середня по етапам)			90,0	5 (відмінно)

Студент _____ **Шалоумов Ю. М.**

(підпис)

(прізвище та ініціали)

Керівник роботи _____ **Герасимов О.І.**

(підпис)

(прізвище та ініціали)

АНОТАЦІЯ

«Технології створення захисних екранів мікро-механічних сумішей»

Актуальність роботи. Технологічні подолання загрози зниженню якості радіаційних монолітних конструкцій захисних екранів, які знаходяться під постійним впливом іонізуючого випромінювання (радіаційне скрихчування) є однією з найголовніших задач забезпечення захисту від радіаційного опромінювання.

Мета роботи. Метою магістерської роботи було проведення порівняльного аналізу якості (в сенсі радіаційного захисту) монолітних та гранульованих захисних екранів. Показані переваги гранульованих модулів та обговорюються перспективи їх практичного застосування.

Ключові слова: екран, радіаційне скрихчування, гранульовані матеріали, іонізуючого випромінювання, матриця, убезпечення.

Научний керівник: д.ф-м. н., професор Герасимов О. І.

Робота містить:

Сторінок - 44

Таблиць – 1

Рисунків - 4

Літературних посилань - 13

ANNOTATION

« Technologies for creating protective screens of micro-mechanical mixtures»

Relevance of work. Technologically overcoming the threat of reducing the quality of radiation monolithic structures of protective screens, which are under the constant influence of ionizing radiation (radiation cross-linking) is one of the most important tasks of providing protection.

The purpose of the work. The purpose of the master's thesis was to conduct a comparative analysis of the quality (in the sense of radiation protection) of monolithic and granular protective screens. The advantages of granular modules are shown and the perspectives of their practical application are discussed.

Keywords: screen, radiation cross-linking, granular materials, ionizing radiation, matrix, security.

Scientific adviser: Ph.D. Professor, Gerasimov O.I.

The work contains:

Pages - 44

Tables - 1

Drawings - 4

Literary references –13

ЗМІСТ

ПЕРЕЛІК СКОРОЧЕНЬ.....	8
ВСТУП.....	9
ПОСТАНОВКА ЗАДАЧІ.....	10
1 МОНОЛІТНІ СИСТЕМИ ЗАХИСТУ ВІД ПОСТІЙНОГО ІОНІЗУЮЧОГО ВИПРОМІНЮВАННЯ.....	11
1.1 Металеві матеріали.....	11
1.2 Полімерні матеріали.....	17
1.3 Будівельні матеріали на мінеральних в'язучих.....	22
2 РАДІАЦІЙНЕ ОХРУПЧУВАННЯ.....	26
2.1 Радіаційне охрупчування за високих температур.....	28
2.2 Радіаційне охрупчування за низьких температур.....	29
3 ГРАНУЛЬОВАНІ МАТЕРІАЛИ В ЗАХИСНИХ ЕКРАНАХ ВІД ІОНІЗУЮЧОГО ВИПРОМІНЮВАННЯ.....	33
4 ПОРІВНЯЛЬНИЙ АНАЛІЗ МОНОЛІТНИХ ТА ГРАНУЛЬОВАНИХ СИСТЕМ ЗАХИСТУ.....	38
ВИСНОВКИ.....	42
ПЕРЕЛІК ПОСИЛАНЬ.....	43

ПЕРЕЛІК СКОРОЧЕНЬ

ІВ – іонізуюче випромінювання;

ВТРО – високотемпературне радіаційне охрупчування;

НТРО – низькотемпературне радіаційне охрупчування;

ГМ – гранульовані матеріали.

ВСТУП

Загальновідомо, що іонізуюче випромінювання завдає шкоду усім живим організмам та пригнічує їхню життєдіяльність, починаючи з деякого рівня дози, причому як у більший, так і у менший бік. Шкідливий вплив великих доз є очевидним. Способами фізичного захисту від радіації є захист відстанню (найчастіше – головний), часом та екранами (бар'єрами). Коли неможливо забезпечити допустимий рівень ІВ за допомогою відстані (наприклад, на АЕС, на атомних льодоколах та підводних човнах, на підприємствах з переробки відпрацьованого ядерного палива тощо), на перше місце виходять радіаційні екрани. У разі фотонного випромінювання стаціонарних джерел матеріалами для радіаційного захисту служать бетон, вода, чавун, свинець; для транспортних контейнерів – свинець; для захисту від нейтронного випромінювання ядерного реактора – поєднання води, бетону і заліза; для контейнерів з нейтронними джерелами – суміш парафіну з карбідом бору.

ПОСТАНОВКА ЗАДАЧІ

З часів відкриття явища радіації та початку його використання у своїй діяльності людство накопичило велику кількість радіоактивних речовин, таких, які ще використовуються, та таких, якими в найближчому майбутньому скористатися буде неможливо. Тоді постає питання їх зберігання (консервації), причому як при зберіганні, так і при використанні слід дотримуватися умов, за яких як люди, так і біосфера не зазнають шкоди від ІВ.

Тож задачею магістерської кваліфікаційної роботи є:

1. Огляд існуючих систем захисту від ІВ з використанням монолітних матеріалів.
2. Огляд сучасного використання гранульованих матеріалів у системах захисту від ІВ.
3. Порівняльний аналіз захисних радіаційних екранів з монолітних та гранульованих матеріалів.

1 МОНОЛІТНІ СИСТЕМИ ЗАХИСТУ ВІД ПОСТІЙНОГО ІОНІЗУЮЧОГО ВИПРОМІНЮВАННЯ

При будівництві і експлуатації об'єктів атомної промисловості успішно застосовуються металеві, полімерні і композиційні будівельні матеріали. Область застосування цих матеріалів визначається їх індивідуальними властивостями і умовами експлуатації.

Значний вплив на властивості матеріалів надають температура експлуатації $T_{ек}$, тривалість та інтенсивність впливу іонізуючого випромінювання, що визначають величину поглиненої матеріалом дози радіації $D_{погл}$. При підвищених температурі і дозою радіації використовують металеві матеріали, з яких виготовляють важливі деталі, вузли і агрегати атомних реакторів. Для виготовлення біологічного захисту, що піддається менш значному за інтенсивністю впливу радіації, використовують композиційні будівельні матеріали. В обладнанні і для виготовлення захисних покриттів обмежувальних конструкцій внутрішніх приміщень атомних електростанцій, рентгенівських кабінетів, лабораторій дефектоскопії широко застосовують полімерні матеріали [1].

1.1 Металеві матеріали

Металеві матеріали застосовують для виготовлення конструкцій, що піддаються інтенсивному впливу підвищених радіаційних навантажень і температур. До таких конструкцій відносяться: корпуси ядерних енергетичних установок, трубопроводи першого контуру охолодження реактора, конструкції тепловиділяючих елементів, чохла технологічних каналів та інші. Крім несприятливого впливу нейтронів і гама-випромінювання на експлуатаційні властивості металевих матеріалів, робота основних вузлів ядерних енергетичних установок характеризується

важкодоступністю для обслуговування при їх практично неремонтопридатності. Руйнування вузлів ядерних енергетичних установок може призвести до забруднення радіоактивними продуктами навколишнього середовища. Як показує практика, наслідки такого забруднення мають досить несприятливі екологічні, економічні і соціальні ефекти [1].

Інтенсивний вплив іонізуючого випромінювання призводить до активної зміни структури, фазового складу і властивостей металевих матеріалів. Наприклад, високоенергетичні нейтрони, вступаючи у пружні та непружні взаємодії з атомами металу, викликають зазвичай два ефекти:

- 1) виникнення первинно-вибитих атомів і каскад-каскадних зміщень в кристалічній ґратці;
- 2) виникнення в результаті ядерних реакцій нових елементів.

Перший ефект можливий, коли нерухомий атом (іон) кристалічної ґратки при зіткненні отримує енергію більше порогової, яка для більшості кристалів дорівнює 25 еВ. Подальший вплив вибитого атома на кристалічну ґратку залежить від його кінетичної енергії. Природно, що атом, який має великий запас кінетичної енергії, при русі по кристалу в результаті атом-атомних співзіткнень викличе значну кількість зсувів і більш складних пошкоджень. Наприклад, при опроміненні матеріалу нейтронами ділення до інтегральної дози $2 \cdot 10^{23}$ нейтрон / (с \cdot м 2) кожен атом кристалічної ґратки відчуває більше 100 зсувів [1, 2].

Другий ефект починає проявлятися при опроміненні флюенсом нейтронів $1 \cdot 10^{18}$ нейтрон / см 2 . Найбільшу роль при цьому відіграють ядерні реакції типу (n, X), (n, p) та ін., в результаті яких утворюються газові домішкові атоми, що не тільки викликають негативну зміну властивостей, а й помітно впливають на формування радіаційних дефектів. При цьому особливо несприятливий вплив надає домішковий гелій.

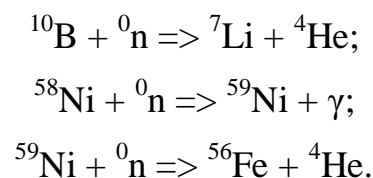
Характерними особливостями дефектної структури опромінених кристалів є хаотичність в розташуванні точкових і об'ємних бар'єрів і неоднорідність створюваних ними полів напружень. На початковій стадії опромінення

спостерігається сильна анізотропія в розподілі радіаційних дефектів і, отже, властивостей кристалів. Подальше опромінення призводить до деякого вирівнювання концентрації дефектів за обсягом кристала.

Розрізняють прості і складні радіаційні дефекти в кристалах. Найпростішими є міжвузловий атом і вакансія, які утворюють стійкі (довгоживучі) або нестійкі (короткоживучі) пари Френкеля. Вакансія та міжвузловий атом володіють відносно високою рухливістю в широкому діапазоні температур. При взаємодії зазначених точкових дефектів спостерігається їх взаємна анігіляція, а при виході на поверхню кристала вони закріплюються на існуючих дефектах - дислокаціях, межах зерен, мікротріщинах, домішкових атомах тощо.

В результаті злиття точкових дефектів в кристалі можуть виникати їх скупчення (складні радіаційні дефекти) - кластери. Найпростіший кластер - це група вакансій, яка є центром вакансіонної пори. Сферична пора може закриватися в площині одного з найбільш щільних атомних шарів кристала, при цьому утворюючи спочатку диск, а потім кільцевий дефект - дислокаційну петлю вакансіонного типу.

Атоми гелію, які утворюються в результаті ядерних реакцій, також стимулюють процес утворення пор, так як вони є ефективними пастками вакансій. Вакансійні кластери, стабілізовані атомами гелію, можна розглядати як зародки пор. Накопичення гелію в конструкційних сталях і сплавах може відбуватися, наприклад, при протіканні наступних реакцій:



Однак зростання пір часто спостерігається і без імплантації гелію і інших газів.

Велике значення мають такі характеристики дефектів, як просторове розташування атомів, що утворюють дефект, енергія його утворення або збільшення енергії кристала, викликане присутністю дефекту, а також

енергія, необхідна для міграції дефекту. Відомо, що міжвузлові атоми мають більшу енергію утворення, ніж вакансії, але вимагають менше енергії для міграції. Міжвузлові атоми зазвичай починають мігрувати першими іноді при температурі 10 К, а вакансії мігрують при більш високих температурах [1].

У процесі опромінення в кожен момент часу утворюється практично однакова надрівноважна кількість міжвузлових атомів і вакансій, з яких рекомбінувати здатні тільки нестійкі пари Френкеля, тобто ті, які знаходяться на досить малих відстанях один від одного. Однак в процесі опромінення можуть виникати і стійкі пари Френкеля, концентрація яких на два і більше порядки менша концентрації нестійких. Цієї кількості різнойменних радіаційних точкових дефектів при певних температурно-часових умовах достатньо для значного збільшення об'єму твердих тіл - радіаційного розпухання.

Залежно від природи, структурно-фазового стану матеріалу і умов опромінення температурна область прояви радіаційного розпухання знаходиться в інтервалі температур $0,2...0,6 T_{пл}$ (де $T_{пл}$ - температура плавлення). За нижчих температур пори не можуть рости внаслідок малої рухливості вакансій, а при вищих спостерігається їх розчинення.

При нейтронному опроміненні великою дозою (флюенс нейтронів $1,4 \cdot 10^{23}$ нейтрон / $см^2$) максимум розпухання складає 28% в інтервалі температур $400...500$ °С. За нижчих та вищих температур радіаційне розпухання зменшується і практично дорівнює нулю при температурах 350 і 600 °С. При іонному опроміненні внаслідок прискорення дефектоутворення максимум розпухання зміщується в область вищих температур (на $100...150$ °С). Екстремальна залежність радіаційного розпухання від температури добре пояснюється в теорії гомогенного зародження, згідно з якою з ростом температури збільшуються рухливість точкових дефектів і їх рівноважні концентрації, що призводить до зниження пересичення металу вакансіями та міжвузловими атомами.

Зниження рівня радіаційного розпухання конструкційних матеріалів досягається легуванням твердих розчинів елементами (домішками), що викликають значну дилатацію кристалічної ґратки. Залежно від величини і знаку відповідності атомних радіусів легуючого елемента і матриці навколо домішок утворюються стислі або розтягнуті області. При цьому легуючі елементи з малим радіусом (наприклад Si, Be, B) переважно зв'язуються з міжвузловими атомами, а атоми з великим радіусом (наприклад Al, Ti, Mo, W) - з вакансіями. Ослаблення розпухання в даному випадку пояснюється гальмуванням переміщень різнойменних точкових радіаційних дефектів, що призводить до збільшення ймовірності їх рекомбінації. Крім того, легування сприяє утворенню твердого розчину з сильно вираженим інкубаційним періодом розпаду і певною величиною об'ємної дилатації на межі розділу «вторинна фаза, що формується, - матриця». Виникаючі при такому розпаді сильні поля структурних напружень здатні перерозподіляти потоки різнойменних точкових дефектів, послаблювати або придушувати міграцію міжвузлових атомів на небезпечні структурні стоки, що забезпечує їх рекомбінацію з вакансіями у пружноспотворених областях твердих розчинів, що розпадаються.

До найбільш часто вживаних на практиці конструкційних матеріалах відносяться аустенітні хромонікелеві твердорозчиннозміцнені сталі типу 18-8, 15-15, X18N9T, 08X18N9T, 08X18N10T, 12X18N12T та ін. Сталі і чавуни, внаслідок високого вмісту заліза, є ефективними поглиначами швидких нейтронів. Так, наприклад, довжина релаксації нейтронів з енергією 3 MeV в цих матеріалах становить 6...7 см, а в воді - 8...10 см. Однак при непружному розсіюванні швидких і великому перерізі захоплення теплових нейтронів в цих металах виникають потужні вторинні джерела гама-випромінювання з енергією 7,6 MeV, для зменшення утворення яких перші ряди захисту виконуються з бористої сталі.

Для виготовлення радіаційно-захисних екранів застосовують також свинець, уран, торій, вісмут, вольфрам та інші елементи. Внаслідок високої

щільності зі свинцю, урану і торію виготовляють конструкції, що мають певні обмеження на геометричні розміри і масу: контейнери для транспортування радіоактивних матеріалів, коліматори та інші конструкційні елементи. Важливою перевагою свинцю є також відсутність високоенергетичних джерел наведеної радіації, що виникають при опроміненні. Однак свинцевий захист володіє низькою ефективністю поглинання швидких нейтронів. Так, довжина релаксації швидких нейтронів з енергією 3 МеВ у свинці становить 9,4 см. Крім того, свинець має високу повзучість за високих температур, тому свинцеві конструкції фіксують сталевими листами.

Високоєфективні радіаційно-захисні композиції отримують при оптимальному поєднанні металів і неметалічних матеріалів (табл. 1.1).

Таблиця 1.1 – Оптимальні комбінації захисних матеріалів, де v - об'ємна частка важкої компоненти; $L_{ш}$, L_n , L_m , L_γ - довжина релаксації для швидких, проміжних, теплових нейтронів і гама-випромінювання відповідно; L - довжина релаксації для змішаного гама-нейтронного випромінювання [3].

Комбінація матеріалів	v , %	Щільність, г/см ³	10^{-22} см ⁻³	Довжина релаксації потужності, см				
				$L_{ш}$	L_n	L_m	L_γ	L
Fe + поліетилен (поропіст)	66	5500	2,8	6,6	6,6	2,0	6,6	6,6
Co + H ₂ O	60	5700	2,7	6,8	6,8	2,0	5,1	6,8
Pd + H ₂ O	60	7700	2,7	6,9	6,9	2,0	3,7	6,9
Fe + H ₂ O	61	5100	2,6	7,0	7,0	2,0	6,8	7,0
Pb + поліетилен	21	3100	6,3	8,7	2,9	4,0	8,7	8,7
Важкий бетон	100	3800	1,2	9,0	6,0	2,0	9,0	9,0
Pb + H ₂ O	71	8400	1,9	9,6	9,6	4,0	3,4	9,6
Звичайний бетон	100	2300	1,2	12,0	6,0	3,0	17,0	17,0
H ₂ O	100	1000	6,7	10,0	2,6	2,8	39,0	39,0

Однак такі композиції незручні в експлуатації; тому широке розповсюдження набули інші композиційні матеріали [2, 3].

1.2 Полімерні матеріали

Основною областю застосування полімерів в будівництві є виготовлення різних композиційних матеріалів: мастик, полімербетонів, волокнистих матеріалів, клеїв, герметиків та ін. Полімери використовуються також для зміцнення, підвищення непроникності і стійкості будівельних матеріалів в різних агресивних середовищах. Загальна доля полімерних матеріалів, що застосовуються в будівництві, невелика в порівнянні з обсягами виробництва будівельних матеріалів на мінеральній основі, що пояснюється відносно високою вартістю полімерів. Однак ряд унікальних властивостей, якими володіють такі матеріали, створює передумови для проведення досліджень, спрямованих на створення нових композиційних матеріалів, пошук оптимальних областей їх застосування і вдосконалення технології, рецептури і властивостей традиційних будівельних матеріалів.

Серед матеріалів, широко використовуваних для роботи в умовах впливу іонізуючих випромінювань, полімери відносяться до матеріалів з низькою радіаційною стійкістю.

Тому на об'єктах атомної промисловості полімери використовують в основному в якості захисних покриттів огорожувальних конструкцій і обладнання, ізоляційних матеріалів дротів і кабелів, а також різноманітних ущільнювачів [3].

Радіаційна чутливість полімеру багато в чому залежить від його хімічної будови. При опроміненні в полімерах одночасно протікають процеси полімеризації і деструкції. На структурні показники і механічні властивості полімерів ці процеси справляють домінуючий вплив: опромінення призводить як до утворення додаткових зв'язків, що супроводжуються зміною фізичного стану, підвищенням показників механічних властивостей,

так і до деструкції полімеру, що сприяє виділенню різних продуктів, зміни розмірів макромолекул та ін. В стаціонарних умовах (за однакової кількості швидкостей полімеризації і деструкції) швидкість радіаційної полімеризації дорівнює:

$$V = k_p k_o^{-\frac{1}{2}} [M] (G \cdot \dot{D})^{\frac{1}{2}}$$

де k_p - константа швидкості росту; k_o - константа швидкості обриву ланцюга; $[M]$ - концентрація мономера; G - радіаційний вихід активних часток; \dot{D} - потужність дози.

Існує емпіричне правило, згідно з яким полімери, які мають два замісника в атомі вуглецю (-CH₂-CH₂RR-), відносяться до деструкуючого типу, а один (-CH₂-CH₂R-) - до того, що полімеризується. Однак це правило порушується при радіолізі полімерів в присутності кисню.

Найбільш радіаційно-стійкими є полімерні матеріали, що містять ароматичні групи в головному ланцюзі, - полііміди, поліарілефіркетони, поліамідоазопіроли. Встановлено, що радіаційна стійкість ароматичних полімерів істотно залежить від хімічної будови ароматичного фрагменту (рис. 1.1).

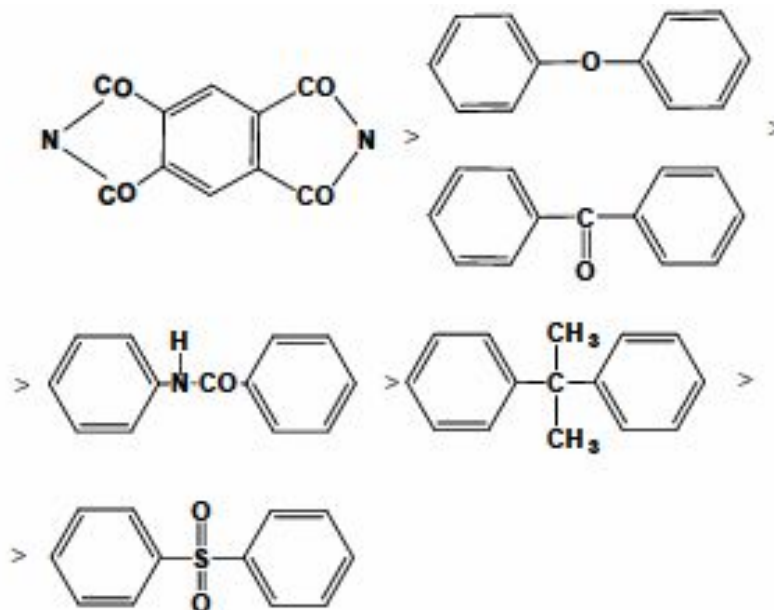


Рисунок 1.1 – радіаційний ряд ароматичних фрагментів [4]

Менш радіаційно-стійкими є полімери, що містять зв'язки C-F, C-Si, C-O. Механічні властивості полімерних матеріалів, що знаходяться під навантаженням, характеризуються швидкістю повзучості u і довговічністю. При опроміненні іонізуючим випромінюванням швидкість повзучості істотно зростає і, відповідно, зменшується довговічність:

$$u = a \cdot \dot{D}^{\Delta} e^{(\alpha\sigma + \beta T)}$$

де a , α й β - коефіцієнти, що залежать від природи полімеру; Δ - коефіцієнт, що залежить від температури; σ - механічне напруження; T - температура; \dot{D} - потужність дози.

З формули видно, що крім хімічної будови на радіаційну стійкість значний вплив мають потужність дози, температура і хімічний склад навколишнього середовища. Зокрема, кисень посилює радіаційний ефект, особливо за низьких потужностях опромінення.

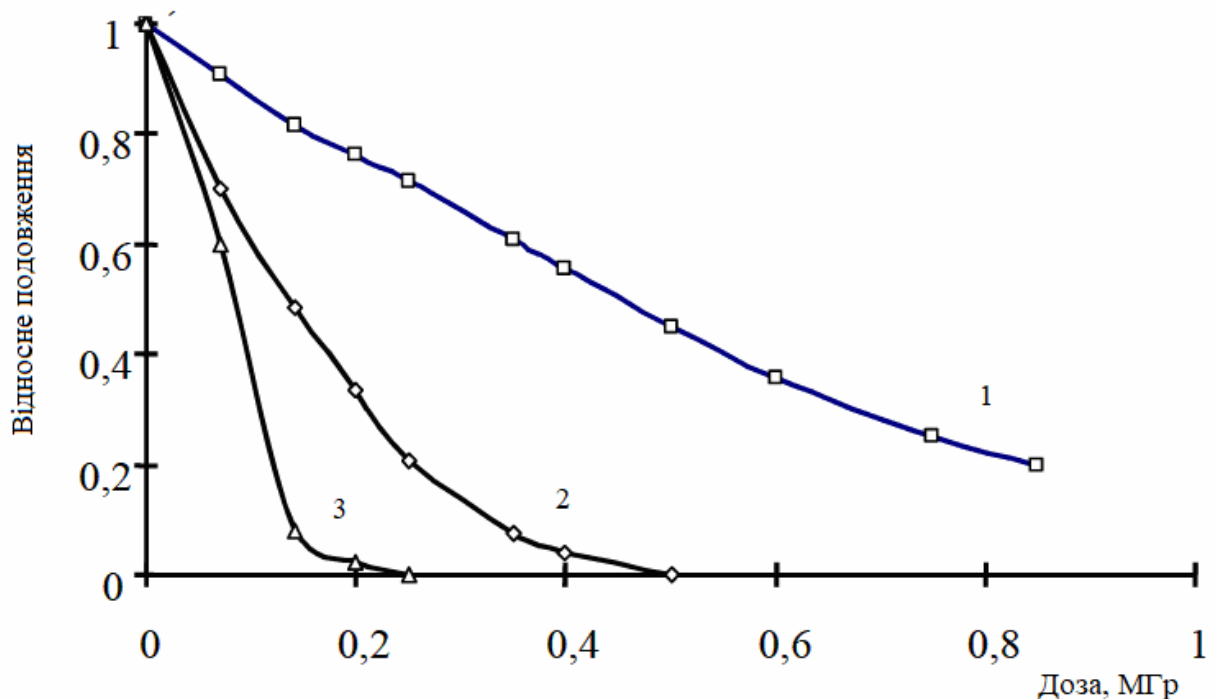


Рисунок 1.2 – Залежність відносного подовження поліетилену від потужності дози, де 1 – за потужності дози 26 Гр/с; 2 – за 1/7 Гр/с; 3 – за 0,24 Гр/с [4]

Як видно з рисинку, ступінь деградації полімеру при однаковій дозі зростає в міру зниження потужності дози, і при значенні 0,24 Гр/с вона приблизно в 10 разів більша, ніж при значенні 26 Гр/с. Це пояснюється збільшенням внеску радіаційно-окисної деструкції полімера за нижчої потужності дози.

Радіаційна довговічність і швидкість повзучості залежать від температури. Однак залежності $u = f(T)$ та $\tau = f(T)$ менш значущі, ніж в статичних умовах без опромінення.

Зменшення довговічності полімерних матеріалів в радіаційних полях пояснюється прискоренням процесу розриву хімічних зв'язків макромолекул, яке підтверджується даними по фотодеструкції.

Введення в полімер різних дисперсних фаз (наповнювачів) змінює радіаційну стійкість композицій. Вплив наповнювача залежить від його виду. Наприклад, наповнення гум технічним вуглецем призводить до підвищення радіаційної стійкості, а введення білої сажі (аеросилу) - до її зниження. Захисну дію наповнювачів пов'язують з простим розведенням полімеру або з їх участю в радіаційно-хімічних процесах. Для підвищення захисних властивостей технічний вуглець модифікують хлором, фенолом, антраценом або фенантреном з метою збільшення на його поверхні хімічних груп, що уповільнюють процеси радіаційної деградації.

Додавання наповнювачів, що володіють підвищеною щільністю (свинцеві наповнювачі, барит, залізовмісні пігменти, TiO_2 тощо), сприяє протіканню деструкційних процесів в матеріалах. Це, ймовірно, пов'язано з порушенням міцності контакту на межі розділу фаз внаслідок ефективнішого поглинання зазначеними наповнювачами енергії випромінювання, що призводить до зміни фізико-механічних властивостей наповнювача і, отже, композиційного матеріалу [4].

Наповнення полімерів волокнистими наповнювачами сприяє більш значному підвищенню радіаційної стійкості композитів. Наприклад, модуль пружності композицій на основі епоксидних або поліімідних смол,

армованих скляними, вуглецевими або органічними волокнами, залишається без зміни до поглинених доз, рівних 150 МГр. Модуль зсуву і міцність при розтягуванні починають знижуватися у склопластиків при поглиненої дози 20 МГр, а у вуглепластиків - при 50...100 МГр. Це пояснюється зниженням здатності матриці передавати зсувні напруження на межі розділу фаз.

Позитивні результати отримані також при наповненні епоксидних (ЕД-16 і ЕД-20), резорцінформальдегідних і полістирольних матриць високощільним відходом скляної промисловості, що містить до 71% оксиду свинцю.

Аналогічні результати отримані при дослідженні радіаційної стійкості композиційних матеріалів на основі інших полімерних матеріалів, наповнених високощільним відходом.

Введення добавок, що модифікують, також впливає на радіаційну стійкість полімерних матеріалів. Модифікування полімерів пластифікаторами (рубакс, парафін, каніфоль та ін.) впливає на швидкості зшивання і деструкції, накопичення залишкових напружень, деформацію тощо. Так, малі добавки КО-916К, КО-919Т, КО-922, ГР 136-41 сприяють підвищенню структурної стійкості епоксидних композиційних матеріалів до впливу радіації.

Хімічні сполуки, що використовуються для вулканізації каучуків (сірка, меркаптани, фенолформальдегідні смоли), впливають на радіаційну стійкість гум, являючись антирадами, утворюють проміжні продукти неповного перетворення, які можуть брати участь в радіаційно-хімічних процесах, а також створювати в гумах поперечні зв'язки.

Таким чином, на об'єктах атомної промисловості полімерні матеріали доцільно застосовувати в якості електроізоляційних матеріалів дротів і кабелів, а також в якості ущільнювачів. Загальне радіаційне навантаження на такі матеріали за весь період експлуатації об'єкта становить 0,05 ... 0,35 МГр, що не призводить до значного руйнування матеріалу. Висконаповнені полімерні матеріали можуть використовуватися для облицювання

огороджувальних конструкцій. Такі матеріали мають досить високу радіаційну стійкість та задовільні захисні властивості [3, 4, 5].

1.3 Будівельні матеріали на мінеральних в'язучих

Найбільш ефективними матеріалами, властивості яких можна регулювати в широкому діапазоні значень, є композиційні матеріали. При будівництві об'єктів атомної енергетики і промисловості широко застосовуються мастики, розчини та бетони. Властивості компонентів матеріалу роблять значний вплив як на технологічні властивості суміші, так і на експлуатаційні властивості сформованого матеріалу. Тому індивідуальні характеристики компонентів повинні бути враховані на стадії проектування матеріалу [5].

Для виготовлення бетонів і розчинів, що застосовуються в конструкціях радіаційного захисту, використовуються в'язучі як на мінеральній, так і на органічній основі. З органічних в'язучих широке розповсюдження отримали епоксидні, фенолформальдегідні, резорцінформальдегідні смоли та інші полімери, які мають задовільну радіаційну стійкість, а з мінеральних в'язучих - портландцемент і його різновиди, глетгліцеріновий цемент, а також деякі види спеціальних цементів: боровмісний, магнезійний і ін.

В основному в якості в'язучого для виготовлення захисних бетонів і розчинів використовують портландцемент, який за радіаційних навантажень до $2 \cdot 10^{25}$ нейтрон/м² є досить надійною в'язкою речовиною. Інші види мінеральних в'язучих застосовують після техніко-економічного обґрунтування.

Для підвищення ефективності захисту проти нейтронного випромінювання рекомендуються цементы, що утворюють при твердінні гідратів новоутворення з великим вмістом хімічно зв'язаної води. До таких в'язучих відносяться цемент Сорела, сульфатно-шлаковий і глиноземний

цементи, а також складні цементи, виготовлені з використанням свинцю, наприклад свинцево-барієвий і залізо-свинцево-барієвий цементи.

Вид застосовуваного в'язучого впливає не тільки на захисні, а й на інші експлуатаційні властивості бетонів. Так, наприклад, за даними Н. Б. Виноградова, використання замість портландцементу більш дорогих в'язучих на основі рідкого скла і глиноземистого цементу призводить до істотної зміни жаростійкості бетонів: на розчинному склі вона на 100 °С нижче, а на глиноземному цементі – на 100...200 °С вище, ніж у аналогічного складу на портландцементі.

Для поліпшення захисних властивостей бетонів і розчинів рекомендується вводити в їх склад модифікатори: солі стеаринової та інших жирних кислот в кількості 2,5-3,5% (зокрема, солі свинцю, вісмуту, вольфраму, цирконію, заліза, олова, кадмію, літію, барію).

Значно покращує захисні властивості бетону наявність барію у складі портландцементу. Так, наприклад, шар звичайного цементного каменю товщиною в 10 мм знижує інтенсивність потоку гама-квантів в 1,52 рази, цементного каменю з 30% ВаО - у 2 рази, а такий же шар свинцю - в 2,65 рази.

Для підвищення ймовірності захоплення повільних і теплових нейтронів без утворення жорстких гама-променів в бетон додають сполуки бору, наприклад колеманит, датоліт, борокальцит.

Базальтові бетони з середньою щільністю 2410...2620 кг/м³ характеризуються великою однорідністю щільності і хімічного складу. Базальти відрізняються від звичайних наповнювачів наявністю значної кількості елементів з великим атомним номером (Fe, Ca, Ti, Mn, K), які добре послаблюють нейтрони. Бетони на базальтових заповнювачах внаслідок слабокрісталізованої структури є стійкими до дії підвищених і високих температур. Крім того, температурне розширення базальтового заповнювач близько до аналогічного показника цементного каменю, що також забезпечує високу термічну стійкість зазначених бетонів. Зерна дробленого базальту

мають кутовату форму. Це погіршує здатність бетонних сумішей до ущільнення.

Базальтові бетони на портландцементі мають високі показники міцності (65.77 МПа), модуля пружності, зносостійкості, морозостійкості і низьке водопоглинання [5].

Лимонітові бетони внаслідок невисокої середньої щільності лимоніту мають середню щільність 2500...2900 кг/м³. Однак концентрація хімічно зв'язаної води в таких бетонах значно більше (до 11% по масі). Допустима температура експлуатації без втрати хімічно зв'язаної води - 160 °С. За даними І. А. Аршинова, при нагріванні до 300 °С з лимонітового заповнювача видаляється до 50% хімічно зв'язаної води, при 500 °С - близько 70%, а при температурі понад 800 °С вода випаровується повністю.

Підвищений вміст води в лимонітових бетонах сприяє підвищенню захисних властивостей по відношенню до нейтронного випромінювання. Існують результати розрахунків, згідно з якими застосування для футерування ядерних реакторів лимонітового бетону на портландцементі призводить до зменшення товщини захисту на 17%, а на глиноземному цементі - на 21%.

Лимонітовий бетон має відносно невелику міцність на стиск - 14.17 МПа, коефіцієнт теплопередачі - 0,99...1,63 Вт / (м²-К), температурний коефіцієнт лінійного розширення - $4,8 \cdot 10^{-6} \text{ K}^{-1}$.

Внаслідок шаруватої структури заповнювача лимонітовий бетон має велику усадку - 0,6...1,2 мм/м. Однак введення сталевих наповнювачів дозволяє знизити величину усадки (до 0,4 мм/м), підвищити значення середньої щільності (до 3500...4000 кг/м³) і міцності (до 35...40 МПа).

Серпентинітовий бетон в порівнянні з композитами на лимоніті містить більшу кількість хімічно зв'язаної води. Наприклад, при температурі 20 °С вміст хімічно зв'язаної води в зазначеному бетоні становить 10...15%, а при 400 °С - 10%. При більш високих температурах (400...500 °С) серпентинітовий бетон зберігає достатню кількість води, що запобігає

накопиченню в захисті проміжних нейтронів і робить захист ефективним для нейтронів всіх енергій.

Середня щільність серпентинітового бетону 2300...2600 кг/м³, модуль пружності при 20 °С - 18200 МПа, при 500 °С - 4420 МПа. При нагріванні до 650 °С серпентинітовий бетон поступово розширюється, а при подальшому збільшенні температури починається швидка усадка, викликана перекристалізацією кристалів серпентиніту.

Застосування сумішей серпентиніта з баритом, магнетитом, сталевим і чавунним ломом дозволяє підвищити середню щільність бетону до 4600...4800 кг/м³ і коефіцієнт теплопровідності - з 1,26 до 2,67 Вт/(м·К) [5].

2 РАДІАЦІЙНЕ ОХРУПЧУВАННЯ

Радіаційні середовища, як показують результати експериментів, можуть призводити до зміни механічних властивостей матеріалів і в результаті, до зміни поведінки конструкцій з них. Тобто, в решті решт, під впливом радіаційних середовищ відбувається зміна напружено-деформованого стану навантажених елементів конструкцій, що приводить до скорочення їх терміну служби [6].

В даний час багато конструкцій (що знаходяться в зоні дії наслідків аварії на Чорнобильській АЕС, несучі конструкції ядерних реакторів, конструкції могильників і сховищ, які служать для складування відпрацьованого палива і поховання інших радіоактивних відходів) працюють в умовах впливу радіаційних полів і тому до них має пред'являтися вимога збереження достатньої міцності і довговічності матеріалів і конструкцій з них протягом певного періоду експлуатації.

Для прогнозування поведінки конструкцій з метою забезпечення їхньої необхідної довговічності в умовах впливу радіаційних середовищ необхідно мати моделі деформування і руйнування конструкцій з урахуванням деструкуючих впливів радіаційних факторів, а також експериментальні дані для ідентифікації та верифікації побудованих моделей.

Так як з багатьох видів радіаційних іонізуючих випромінювань тільки нейтронне призводить до зміни властивостей матеріалів, то, в основному, увага буде приділена нейтронному випромінюванню і під поняттям радіаційні середовища (чинники) або радіаційні потоки (впливи), буде розумітися нейтронне опромінення.

Експерименти свідчать, що механічні властивості конструкційних матеріалів ядерних установок і конструкцій для захоронення радіоактивних відходів, при визначеній дозі радіаційного випромінювання (флюенса нейтронів), змінюються (частіше погіршуються), а, значить, ці зміни слід

відображати в розрахункових схемах конструкцій., оскільки нехтування цих змін може призвести або до призначення зайвого запасу міцності (що економічно неефективно), або до появи додаткових радіаційних напружень і деформацій, що може бути небезпечним для конструкцій.

Найпоширенішими із застосовуваних в реакторах, не тільки в якості облицювальних матеріалів, а й в якості матеріалів конструктивних елементів, є наступні сталі і сплави: 304, 316, 348 X15H35B3T, X18H22B2T2, X16H15M3B, Cr18Ni23, Cr20Ni25Mb, причому ці матеріали найбільше піддаються інтенсивному радіаційному впливу. У разі роботи в більш жорстких умовах застосовуються сплави, що мають більш високі механічні характеристики: сплав Cr20Ni35, низьколегований сплав хрому ВХ-2К тощо.

Для армування радіаційно-теплого захисту, в залежності від температури нагріву застосовуються такі види арматури: до 400 °С - сталь гарячекатана А-1, А-2, сталь марки Ст3; до 500 °С - гарячекатані сталі марок 30ХМ, 1Х13, 2Х13; до 600 °С - гарячекатані сталі марок Х23Н18, 1Х18Н9Т і 1Х14Н14В2М. 2.1.

Зміна властивостей конструкційних матеріалів починає проявлятися при опроміненні флюенсом нейтронів вже вище 10^{18} нейтрон/см². Причому, до основних явищ, що визначають працездатність конструкційних матеріалів в складі ядерних і термоядерних енергетичних установок, відносяться такі:

1. Високотемпературне охрупчування.
2. Низькотемпературне охрупчування.
3. Радіаційна повзучість.
4. Радіаційна хладноламкість.
5. Радіаційне розпухання.
6. Термічна втома.
7. Зниження опірності до корозійного руйнування.
9. Фізичні й хімічні розпорошення.
10. Блістерінг (утворення тріщин в умовах втоми) [6].

Інтерес для міцностей представляють дані про вплив опромінення на пружні, пластичні, властивості міцності матеріалів при постійних і змінних навантаженнях, на тріщиностійкість, на здатність матеріалів до релаксації напруг і розсіювання енергії при циклічному деформуванні.

Вплив нейтронного опромінення на механічні властивості сталей визначається як режимом самого опромінення, так і станом структури сталей. Режими опромінення характеризуються інтегральною нейтронною дозою, енергетичним спектром, температурою і середовищем опромінення. На стан структури впливають температура випробування, швидкість навантаження, вид термомеханічної обробки, хімічний склад сплаву. З урахуванням сказаного оцінювати зміну механічних властивостей в результаті опромінення слід з урахуванням всіх факторів, супутніх опроміненню і навантаженню [7].

2.1 Радіаційне охрупчування за високих температур

В експериментах виявлено різке падіння пластичності на випробуваних зразках після опромінення нейтронами за високих температур. Це явище називається високотемпературним радіаційним охрупчуванням (ВТРО). ВТРО характеризується наступними особливостями:

- воно проявляється в різкому падінні пластичності при короткочасних випробуваннях на розтягнення при температурі $T \geq 0,45 T_{nl}$;
- охрупчування не зникає після високотемпературного отжигу (отжиг - це явище повного відновлення властивостей матеріалу, що змінилися після опромінення, за досить високих температур);
- ВТРО не супроводжується істотним підвищенням межі плинності опромінених матеріалів.

В [6] відзначається, що після опромінення в реакторі СМ-2 флюенсом 10^{22} нейтрон/см² максимальну схильність до ВТРО показав сплав з 80% Ni, потім йде сталь ОХ16Н15МЗБ і не схильна до ВТРО сталь 1Х13М2БФР.

В результаті експериментів по реакторному опроміненню матеріалів і опроміненню на прискорювачах встановлені наступні особливості ВТРО:

- ефект спостерігається в результаті опромінення матеріалів в теплових і швидких реакторах в широкому діапазоні температур опромінення;
- залежність ефекту ВТРО від дози систематично не досліджена, але встановлено, що у нікелю вона проявляється вже при флюенсі нейтронів 10^{16} - 10^{17} нейтрон/см²;
- властивості міцності опромінених матеріалів при температурі випробувань до $0.5 T_{nl}$ вище, ніж у неопромінених, а в інтервалі температур прояви ВТРО вони практично не відрізняються один від одного;
- при флюенсі 10^{20} нейтрон/см² в структурі опромінених конструкційних матеріалів будь - якої пористості або бульбашок не спостерігається при нагріванні їх до температур проявлення ВТРО:
- ефект ВТРО пригнічується легуванням аустенітних нержавіючих сталей і нікелевих сплавів з, наприклад, Мо, Nb, В;
- в більш чистих по домішках (С, S, Р та ін.) металах і сплавах охрупчування проявляється в меншій мірі;
- охрупчування практично не відбувається в феритних сталях, сплавах на основі цирконію та алюмінію [6].

2.2 Радіаційне охрупчування за низьких температур

На відміну від високотемпературного радіаційного охрупчування, низкотемпературне радіаційне охрупчування (НТРО), спостерігається в інтервалі температур 20 - 400 °С і супроводжується зміцненням матеріалів, підвищенням їх мікротвердості.

Зразки сталей опромінювалися також в реакторах до 70 зна (зміщень на атом), при температурі 20 °С і 275 °С для зіставлення результатів. Встановлено, що опромінення високоенергетичними (e , γ)-пучками в

аустенітних сталях спостерігалось і низькотемпературне охрупчування (при $T_{исп} = 20 - 400 \text{ }^\circ\text{C}$) і високотемпературне охрупчивание (при $T_{випр} > 600 \text{ }^\circ\text{C}$).

Також проводилося дослідження впливу опромінення феррито-мартенситних сталей 1X13M2БФР і 1X13M2C2 пучками (e, γ) до 0,1 зна, в процесі якого встановлено, що опромінення спричинило радіаційне зміцнення феррито-мартенситних сталей до температури випробувань $500 \text{ }^\circ\text{C}$. Відносно подовження сталі 1X13M2C2, деформованої при $20 \text{ }^\circ\text{C}$, знизилось з 28% до опромінення до 12% після опромінення. Найменший запас пластичності для цієї сталі після опромінення склав 8% при температурі випробування $300 \text{ }^\circ\text{C}$.

Залежність відносного подовження феррито-мартенситної сталі 1X13M2БФР і аустенітної сталі ОХ16Н15МЗБ при температурі випробування $350 \text{ }^\circ\text{C}$ ($T_{опр} = 275 \text{ }^\circ\text{C}$) від дози після реакторного (нейтронного) і (e, γ)-опромінення приведена на рис. 2.1 [7].

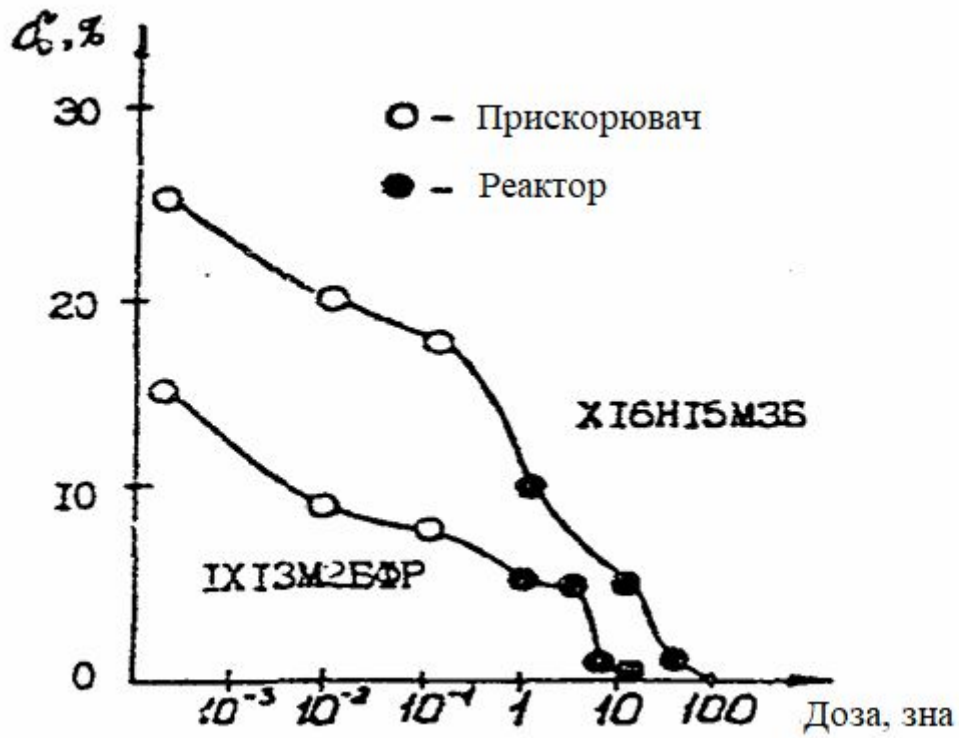


Рисунок 2.1 – Дозна залежність пластичності сталей ОХ16Н15М3Б та 1Х13М2БФР після реакторного та (e, γ)-опромінення. $T_{opr} = 275 \text{ }^\circ\text{C}$, $T_{випр} = 350 \text{ }^\circ\text{C}$ [7]

У [4] зазначено, що спостерігалася добра кореляція даних реакторного і (e, γ)-опромінення для цих сталей, причому зі збільшенням флюенса відносно подовження зменшувалося, але швидкість охрупчування аустенітної сталі ОХ16Н15М3Б в інтервалі доз від 10^{-2} до 5 зна виявилася більшою, ніж у сталі 1Х13М2БФР. При флюенсі вище 5 зна швидкість радіаційного охрупчування аустенітної і феррито-мартенситної сталі однакова.

Отож, під впливом радіаційного опромінення змінюється характер діаграми деформування металу, величина межі міцності і межі текучості, а також граничне подовження. Вплив опромінення при високих температурах призводить до прискорення процесів повзучості і накопичення пошкоджень в металах і сплавах і, як наслідок, до скорочення довговічності опромінених конструкцій. Причому на ступінь впливу радіаційного опромінення впливає

не тільки рівень, а й вид напруженого стану, що слід враховувати при побудові розрахункових моделей деформування і руйнування [7].

3 ГРАНУЛЬОВАНІ МАТЕРІАЛИ В ЗАХИСНИХ ЕКРАНАХ ВІД ІОНІЗУЮЧОГО ВИПРОМІНЮВАННЯ

Найтипівішими представниками гранульованих матеріалів у природі є пісок, бентоніт та гравій. Пісок — це природний дрібнодисперсний матеріал. Пісок є одним з найуживаніших будівельних матеріалів. Бентоніт - це природний глинистий матеріал. Він розбухає при взаємодії з водою. Після дії вологи перетворюється в в'язкий матеріал, який більше не пропускає воду. Бентоніт не токсичний. Суміш піску і бентоніту є ефективнішим засобом захисту від іонізуючого випромінювання, ніж використання цих матеріалів окремо один від одного. Вміст бентоніту у суміші може коливатися від 20% до 85%, в залежності від потреби користувача. Гравій - це природна осадова уламкова гірська порода, що складається з різних мінералів сформованих в результаті природного руйнування гірських порід [8].

В [9], пропонується використовувати в захисних модулях замість цементної заливки гранульовані матеріали. В якості прикладу таких матеріалів можна розглянути: пісок змішаний з бентонітом та гравій.

Описати ефект послаблення гамма-випромінювання захисними спорудами у загальному сенсі можна за допомогою законів Бугера:

$$I = I_0 e^{-\mu L}$$

де I — шар поглинання заданої товщини; I_0 — початкова інтенсивність падаючого пучка гамма-променів; μ — лінійний коефіцієнт послаблення; L — товщина шару поглинання.

Закон Бугера визначає інтенсивність гамма-променів, які пройшли через шар поглинання заданої товщини. За законом Бугера враховується початкова інтенсивність падаючого пучка гамма-променів, лінійний коефіцієнт послаблення та товщина шару поглинання.

При використанні бетону як захисного матеріалу його можна наближено розглядати як однорідне середовище, яке буде поглинати енергію

пучків гама-квантів. Тобто для визначення ефекту поглинання бетоном використовується звичайну форму запису закону Бугера.

Якщо використовується гранульована речовина в якості захисного матеріалу, то закон Бугера у звичайній формі використовувати не вдасться: потрібно ввести пошарову структуру, кожний елемент якої має власні поглинаючі властивості, тоді закон Бугера можна записати так:

$$I = I_0 e^{-\mu L}$$

$$I' = I_0 e^{-\mu_1 d_1} \cdot e^{-\mu_2 d_2} \cdot e^{-\mu_3 d_3} \dots$$

$$d, d_1, d_2, \dots$$

де I_0 — інтенсивність падаючого випромінювання; d_i — товщина послідовних шарів; μ_i — послідовність поглинаючих здібностей шарів.

Під час взаємодії опромінення з гранульованим матеріалом відбуваються досить специфічні реакції. При взаємодії енергетичної частинки з атомом в матеріалі, вона передає йому велику кількість кінетичної енергії. Ця частинка збуджує велику кількість інших атомів у оточенні, створюючи каскад зіткнень, який перекривається зпереривається на границях. Після того, як каскад зіткнень розсіюється виникають точкові дефекти міжвузля і пустоти. Міжвузля швидко дифундують в гранульованій матриці. Водночас пустоти залишаються розміщеними в об'ємі, незмінним чином міжвузля затримуються на гранульованому матеріалі. Дефекти міжвузля можуть переходити з матеріалу до об'єму, заповнюючи пустоти. Цей процес протікає на часових масштабах, які набагато менші, ніж характерні часи дифузійних процесів. Система переходить до квазістаціонарного стану і процес спрацювання модуля завершується. В ідеальному випадку система повертається до свого первісного стану.

Безумовно, наведений вище сценарій відповідає лише примітивним уявленням про картину та характер взаємодії іонізуючого опромінення з гранульованою речовиною і не містить будь яких якісних та кількісних оцінок поглинаючих можливостей гранульованих речовин.

Головним в поведінці гранульованих матеріалів є власне те, що обумовлює дисипативний характер системи цих матеріалів, і як наслідок незвичайну їх поведінку, що залежить від природи, форми, розмірів часток – гранул, а також від середовища, в яке вони поміщені. Здається, що властивості та поведінка гранульованих матеріалів мають статистичний характер, хоча за своєю природною суттю гранульований матеріал – механічна система, яка лише зовні показує колективну поведінку, ізоморфну, що вважається внаслідок своєї нелінійності. Такий «колективний характер» поведінки гранульованих матеріалів мається на увазі, коли використовується термін «статистична механіка» гранульованих матеріалів. «Колективна поведінка» гранульованих матеріалів властива всім їх властивостям та параметрам. За певних умов, та при певному розташуванні гранул, спостерігається явище спливання фрагменту гранульованого шару, яке використовується для захисту від шкідливих випромінювань. Це явище має абсолютно самостійну та унікальну фізичну природу, відмінну від своїх класичних прототипів [8, 9].

Відмінний шар гранул великої товщини на однорідно збуреній у вертикальному напрямку горизонтальній підкладинці покривається сіткою осередків (патернів), що мають специфічну симетрію та які залежать від умов збудження, товщини шару і типу гранул матеріалу. Ця властивість суміші фаз надає можливість в особливому захисті від постійно діючого випромінювання ізоморфно по відношенню до явища формування та конвективності цього випромінювання. Ця властивість якісно відрізняється від існуючих засобів захисту від випромінювання на основі залізобетонних конструкцій, де явища формування захисту не відбуваються ізоморфно. В традиційних бетонних конструкціях під впливом вологи, температури та випромінювання зміни проходять нерівномірно, що призводить до певних деформацій та руйнування конструкцій. Явище ізоморфності зусиль та характеристик, що розповсюджуються в напрямках гранульованих матеріалів дає змогу покращити властивості та ефективність захисних екранів,

споруджених для захисту від шкідливих гама-випромінювань. Завдяки гранульованим матеріалам з'являється можливість спроектувати та налагодити впорядковані структури в мезо- і в макромасштабах.

Одним з теоретичних способів опису гранульованого захисного екрану може бути кінетична теорія гранульованих матеріалів, яку можна сформулювати за допомогою ізоморфних рівнянь Больцмана (у модифікації Енскога) для функцій розподілу $f(v_1, r_1, t)$, які задають ймовірність знаходження частинок із швидкістю u в точці на момент часу t . У найпростішому випадку з газоподібним випромінюванням, яке складається з однакових частинок сферичної форми з радіусом r , за умов відсутності тертя та сталого коефіцієнту непружних витрат e , кінетичне рівняння має наступний вигляд:

$$(\partial_t + (v_1 - \nabla))f(v_1, r_1, t) = I[f]$$

де $I[f]$ – так званий інтеграл зіткнень

$$I = d^2 \int dv_2 \int dn_{12} \theta(-v_{12} \cdot n_{12}) |v_{12} \cdot n_{12}| \times \left[\begin{array}{l} \chi f(v_1, r_1, t) f(v_2', r_1 - dn_{12}, t) \\ f(v_1, r_1, t) f(v_2', r_1 + dn_{12}, t) \end{array} \right]$$

де $\chi = \frac{1}{e^2}$, θ – це тета-функція Хевісайда швидкості частинок перед зіткненням $v_{1,2}$ та після зіткнення $v_{1,2}'$, що задовольняють співвідношенню:

$$v_{1,2}' = v_{1,2} \pm \frac{1+e}{2e} [n_{12} (v_1 - v_2)] n_{12}$$

Рішення рівнянь типу $(\partial_t + (v_1 - \nabla))f(v_1, r_1, t) = I[f]$ формуються на підставі, так званої, концепції «молекулярного хаосу», яка базується на припущенні про відсутність будь-яких кореляцій між частинками, що зіткаються [8, 9, 10].

Практично ж в даній роботі пропонується не протиставляти гранульовані матеріали монолітним, а навпаки поєднати їх в одній системі захисту. Гранульовані матеріали, незважаючи на свої переваги, не можуть існувати в якості захисного екрану без шару монолітного матеріалу, який слугуватиме межею для сипучих гранульованих матеріалів. Але моноліти, як

зазначено вище, під впливом, окрім іншого, постійно діючого іонізуючого випромінювання поступово руйнуються, чого не можна сказати про гранулят (як можна зруйнувати те, що вже зруйновано?). На прикладі контейнеру для зберігання радіоактивного матеріалу пропонується багатошарова модульна гібридна система, в якій кожен шар екрану виконуватиме свою функцію та з можливістю «гарячої заміни» цих шарів та відновлення цілісності всіх відсіків. Тож, між джерелом випромінювання та навколишнім середовищем такі шари (у порядку від центру контейнера):

1. Шар гранульованого матеріалу, що поглинатиме альфа- та бета-випромінювання;
2. Герметична металева стінка;
3. Шар гранульованого матеріалу з упором на гасіння нейтронного випромінювання;
4. Герметична металева стінка;
5. Шар гранульованого матеріалу з упором на поглинання гама-випромінювання;
6. Герметична металева стінка.

Така конструкція дозволить в разі непередбаченої ситуації, на відміну від залитих наглухо цементних модулів, (наприклад, при землетрусі та порушенні цілісності контейнера) відремонтувати його або оперативно замінити пошкоджені бар'єри, тим самим не допустивши подальшого витоку радіоактивних речовин. Ця система не є ідеальною і, скоріше за все, буде дорожчою, але вона передбачає оперативний доступ до всіх рівнів захисту для їхнього обслуговування.

4 ПОРІВНЯЛЬНИЙ АНАЛІЗ МОНОЛІТНИХ ТА ГРАНУЛЬОВАНИХ СИСТЕМ ЗАХИСТУ

Кожен з видів систем захисту, і монолітний, і гранульований має як переваги, так і недоліки. На сьогоднішній час однією з головних переваг монолітних систем радіаційного екранування є відпрацьована, поставлена на потік технологія із орієнтованою на неї інфраструктурою. Будь-які зміни технологічного процесу – це витрати, які мають бути окуплені. Головними перевагами екранів з гранульованих матеріалів є дешевизна, піддатливість та доступність матеріалів. В даній роботі пропонується не протиставляти гранульовані матеріали монолітним, а навпаки поєднати їх в одній системі захисту. Гранульовані матеріали, незважаючи на свої переваги, не можуть існувати в якості захисного екрану без шару монолітного матеріалу, який слугуватиме межею для сипучих гранульованих матеріалів. Але моноліти, як зазначено вище, під впливом, окрім іншого, постійно діючого іонізуючого випромінювання поступово руйнуються, чого не можна сказати про грануляти (як можна зруйнувати те, що вже зруйновано?). Ще одним мінусом монолітних споруд є утворювані пустоти між контейнером з радіоактивною речовиною та залізобетонною коміркою куди він встановлюватиметься. Такі простори при захороненнях зазвичай заповнюються цементом, що робить складним подальший доступ до контейнера (за необхідністю), а з часом, як показує практика, ця цементуюча речовина руйнується, втрачаючи свої захисні властивості [10].

Головною перевагою використання гранульованих матеріалів для захисту від залишкової радіації є їх здатність до перерозсіювання і поглинання випромінювання та локалізація енергій в широких діапазонах значень. Гранульовані матеріали стійкі до дії радіації та впливу критичних навколишніх станів. Використання «гранульованих екранів» допоможе уникнути проблем пов'язаних з окрихчуванням та іншими деформаціями, які

виникають в процесі експлуатації модулів з затверділим цементним матеріалом. Аналіз фізичних процесів, які супроводжують контакти захисних модулів із радіаційним випромінюванням показав, що якісні параметри мікромеханічних систем майже не відрізняються від їхніх суцільних прототипів. Переваги гранульованих систем захисту полягають в уникненні в них ефектів радіаційного скрихчування, та відносній легкості маніпулювання, транспортування та утилізації, а також, економічним перевагам [11].

Гранульоване середовище можна представити у вигляді системи твердих частинок, що взаємодіють за допомогою контакту. Для простоти ми будемо розглядати гранульовану середу, що складається з сферичних частинок. Нехай моделювана система складається з N частинок-гранул, які мають такі фізичні параметри: d_p - діаметр, ρ_p - щільність (тоді маса частинки $m_p = (1/6)\pi(d_p)^3\rho_p$), E_p - модуль Юнга, ν_p - коефіцієнт Пуассона, $\mu_{pn} = 1, \dots, N$, - коефіцієнти тертя між частинками (залежать від сорту взаємодіючих частинок).

Враховуватимемо наступні сили, що діють на частинки:

- 1) сила, що виникає при пружному зіткненні;
- 2) сила тертя;
- 3) зовнішня сила - сила тяжіння.

Перші дві сили виникають, коли дві частинки p і n перекриваються, тобто відстань між їх центрами стає менше суми їх радіусів. Розглянемо тепер ці сили більш докладно.

Сила пружного зіткнення зазвичай визначається з моделі Герца. Відповідно до цієї моделі при відносно малій швидкості зіткнення сила відштовхування двох частинок з координатами r_p і r_n має вигляд

$$f_e(r_{pn}) = \begin{cases} c_{nm}^{(e)}(\Delta r_{pn})^2, & \Delta r_{pn} > 0 \\ 0, & \Delta r_{pn} \leq 0 \end{cases}$$

$$\Delta r_{pn} = \frac{1}{2}(d_p + d_n) - r_{pn}$$

Сила \mathbf{f}_e діє в напрямку вектора нормалі \mathbf{n} до контактної поверхні

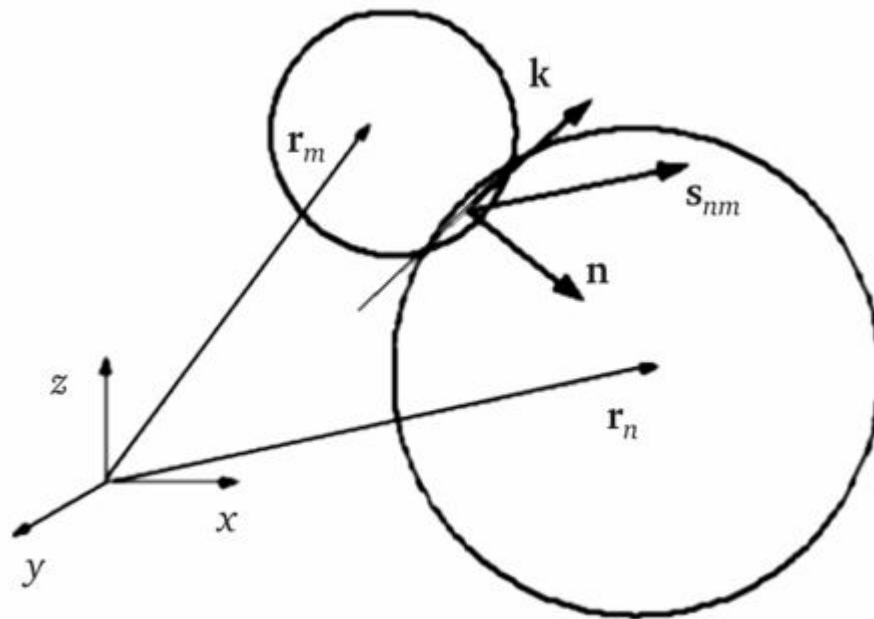


Рисунок 4.1 – Зіткнення двох сферичних частинок [10]

Поверхня гранул не є ідеально гладкою, тому, коли частинки приходять в контакт, між ними виникає статична сила тертя f_t . Вона діє уздовж площини контакту в напрямку вектора $-\mathbf{k}$. Тоді результуюча сила, що діє на частинку p з боку частинки n , має вигляд

$$\mathbf{f}_{pn} = f_e(r_{pn})\mathbf{n} - f(r_{pn})\mathbf{k}$$

Зовнішньою силою, що діє на всі частинки, є сила тяжіння

$$\mathbf{f}_{ext}(\mathbf{r}_p) = -m_p g \begin{pmatrix} 0 \\ 0 \\ 1 \end{pmatrix}$$

Ми розглянули просту модель руху гранульованої середовища, яка враховує пружні зіткнення і статичну тертя. Зрозуміло, що ця модель не враховує всього різноманіття процесів, що протікають в гранульованих середовищах. У цю модель можна включити додаткові взаємодії, які зроблять її більш універсальною.

Якщо відносна швидкість зіткнення часток досить велика, то виявляються непружні ефекти (пластична деформація, внутрішнє тертя), які призводять до дисипації енергії. Так, силу внутрішнього тертя можна представити у вигляді

$$\mathbf{f}_{pn, it} = -\gamma_1 (\Delta r_{pn})^{\frac{1}{2}} (\mathbf{v}_{pn}, \mathbf{n}) \mathbf{n}$$

Коли відносне зміщення центрів частинок вздовж площині контакту досягає деякого граничного значення, то вони починають ковзати відносно один одного. При цьому виникає динамічна сила тертя, яка в лінійному наближенні представляється як

$$\mathbf{f}_{pn, dt} = -\gamma_2 (\mathbf{v}_{pn}, \mathbf{k}) \mathbf{k}$$

При взаємодії частинок малого розміру ($d_p < 10^3$ м) між ними виникає сила тяжіння, яка обумовлюється міжатомним тяжінням на поверхні контакту. Цю силу можна представити у вигляді

$$\mathbf{f}_{pn, a} = -\gamma_3 (\Delta r_{pn})^{\frac{3}{4}} \mathbf{n}$$

Постійні γ_1 , γ_2 , γ_3 залежать від розмірів частинок і їх фізичних параметрів. Труднощі включення розглянутих нами сил в модель полягає в тому, що значення цих постійних не завжди відомі [11, 12, 13].

ВИСНОВКИ

При заміні монолітів на гранульовану середу, крім властивостей самих компонентів з яких вони складаються, істотну роль починає грати міжфазна поверхня (в якості відбиваючої системи). Цією величиною можна маніпулювати ззовні, змінюючи компактизацію. І коефіцієнт поглинання буде функцією від компактизації. Моделювати (але дуже приблизно) такі процеси можна за допомогою багат шарової поглинаючої системи з різними параметрами шарів (які в загальному випадку можуть бути розподілені випадково). Тоді введенням вагових коефіцієнтів до кожного шару можна дійти до побудови керуючої формули, яка описує якість і порівняльні характеристики гранульованого і монолітного екранів.

ПЕРЕЛІК ПОСИЛАНЬ

- 1 Защита от ионизирующих излучений / под ред. Н.Г. Гусева // Т.1: Физические основы защиты от излучений. - М.: Энергоатомиздат, 1969. - 367 с.
- 2 Строительство защитных сооружений / под ред. А.А. Гоге-швили; пер. с нем. - М.: Стройиздат, 1986. - С. 105-117.
- 3 Конспект лекций по курсу «Радиационное материаловедение» / под ред. А.С. Монакова. - М.: МЭИ, 1990. 58 с.
- 4 Прошин, А.П. Структура радиационно-защитного серного бетона. Структурные показатели / А.П. Прошин [и др.] // Изв. вузов. Строительство. - 2003. – №5. – С. 23–27.
- 5 Дубровский В.Б. Радиационные и структурные воздействия на строительные материалы конструкций защит от излучения. Автореф. дисс. ... д-ра техн. наук. – 1972. – 31с.
- 6 Ремнёв Ю.И. О напряжениях в металлах при облучении. Изв. Высш. школы, Физ. – мат. серия №4, 1958. С.91-98.
- 7 Герасимов О.І. Теоретичні основи технологій захисту навколишнього середовища: навчальний посіб. ОДЕКУ. Одеса: ТЕС, 2018. 228 с. ;
- 8 Герасимов О.І. Фізика гранульованих матеріалів. Монографія / Одеський державний екологічний університет. Одеса: ТЕС, 2015. 264 с.
- 9 Електронний ресурс. Режим доступу:
<https://www.popmech.ru/technologies/417782-atomnyu-mogilnik-kak-hranyat-radioaktivnyye-othody/>
- 10 Електронний ресурс. Режим доступу: <https://www.atomic-energy.ru/news/2018/10/30/90055>
- 11 Герасимов О.І., Худинцев М.М, Андріанова І.С., Співак А.Я. Гранульовані матеріали в технологіях утилізації радіаційно шкідливих речовин. // Проблеми та перспективи формування Стратегії поводження з небезпечними

відходами в Україні: законодавство, економіка, технології / К.: Центр екологічної освіти та інформації, 2016. С. 40-42;

12 Герасимов О.І. Теоретичні основи технологій захисту навколишнього середовища: навчальний посіб. / Одеськ. держ. екол. ун-т. Одеса: ТЕС, 2018. 228 с.

13 Gerasymov O.I. Structure and Photonics of discrete meso-scaled anisotropic systems Monography / Odesa State Environmental University. Odesa: TES, 2018, 242p.