

НАЦІОНАЛЬНИЙ ТЕХНІЧНИЙ УНІВЕРСИТЕТ УКРАЇНИ
«КИЇВСЬКИЙ ПОЛІТЕХНІЧНИЙ ІНСТИТУТ
імені ІГОРЯ СІКОРСЬКОГО»

Навчально-науковий інститут атомної та теплової енергетики
Кафедра атомної енергетики

«На правах рукопису»
УДК 621.039.539.7

До захисту допущено:

Завідувач кафедри

_____ Валерій ТУЗ
“ ” _____ 2023 р.

Магістерська дисертація
на здобуття ступеня магістра

за освітньо-науковою програмою Атомні електричні станції

зі спеціальності 143 Атомна енергетика

на тему: Розробка біологічного захисту ЯР AP1000 з бетонної суміші з композитним матеріалом базальт-борною фіброю

Виконав (-ла): студент (-ка)

II

курсу, групи

ТЯ-11мн

Черепанов Ілля Юрійович

(прізвище ім'я, по батькові)

(підпис)

Керівник:

акад. Носовський Анатолій Володимирович

(посада, вчене звання, науковий ступінь, прізвище та ініціали)

(підпис)

Консультант:

з питань охорони праці

(назва розділу)

к.т.н., доц. Сергій КАШТАНОВ

(науковий ступінь, вчене звання, прізвище, ініціали)

(підпис)

Рецензент

(посада, науковий ступінь, вчене звання, прізвище та ініціали)

(підпис)

Засвідчую, що у цій магістерській дисертації немає
запозичень з праць інших авторів без відповідних
посилань.

Студент

(підпис)

Київ – 2023 року

МАГІСТЕРСЬКА ДИСЕРТАЦІЯ

на тему :

*“Розробка біологічного захисту ЯР АР1000 з бетонної суміші з
композитним матеріалом базальт-борною фіброю ”*

ТЯ11мн.178.0004.232.МД

Виконав
студент II курсу
групи ТЯ-11мн
Черепанов І.Ю.

Київ – 2023 року

Національний технічний університет України
«Київський політехнічний інститут імені Ігоря Сікорського»
Навчально-науковий інститут атомної та теплової енергетики
Кафедра атомної енергетики

Рівень вищої освіти другий(магістерський)
Спеціальність 143 Атомна енергетика
Освітньо-наукова програма Атомні електричні станції

ЗАТВЕРДЖУЮ

Завідувач кафедри

Валерій ТУЗ

“ _____ ” _____ 2023 р.

ЗАВДАННЯ
на магістерську дисертацію студенту

Черепанов Ілля Юрійович

(прізвище, ім'я, по батькові)

1. Тема дисертації Розробка біологічного захисту ЯР АР1000 з бетонної суміші

з композитним матеріалом базальт-борною фіброю

науковий керівник дисертації акад. Носовський Анатолій Володимирович

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

затверджені наказом по університету від «___» _____ 2023 р. № _____

2. Термін подання студентом дисертації "05" травня 2023 р.

3. Об'єкт дослідження Компоненти в складі біологічного захисту реакторної установки

4. Предмет дослідження потік нейтронів в бетоні біологічного захисту реакторної установки

5. Перелік завдань, які потрібно розробити а) стан проблеми щодо радіаційного старіння бетону

б) обрати розрахунковий код необхідний для здійснення дослідження

в) розробка моделі ТВЗ для реакторної установки АР1000

г) розробка моделі активної зони для реакторної установки АР1000 включно з корпусом реактора та бетоном біологічного захисту

д) здійснити нейтроно-фізичний розрахунок та проаналізувати його результати

6. Орієнтовний перелік графічного (ілюстративного) матеріалу _____

1. РЕАКТОРНА УСТАНОВКА АР1000 ВИД ЗАГАЛЬНИЙ – 1 АРКУШ А1

2. КАРКАС ТВЗ АР1000 ВИД ЗАГАЛЬНИЙ – 1 АРКУШ А1

3. ПЛАКАТ СПРОЩЕНОЇ СХЕМИ КОНТАЙМЕНТУ АР1000

4. ПЛАКАТ ТАБЛИЦЯ РОЗРАХУНКОВИХ РЕЗУЛЬТАТІВ ДЛЯ ББФ

5. ГРАФІКИ РОЗРАХУНКОВИХ РЕЗУЛЬТАТІВ

6. ЗАГАЛЬНИЙ СПРОЩЕНИЙ ПЛАН ЕНЕРГОБЛОКУ АР1000

7. ПЛАКАТ ТАБЛИЦЯ ПОРІВНЯННЯ РЕЗУЛЬТАТІВ

8. ПЛАКАТ ТАБЛИЦЯ ДЛЯ БАРИТНОГО БЕТОНУ

8. Консультанти розділів дисертації:

Розділ	Прізвище, ініціали та посада консультанта	Підпис, дата	
		завдання видав	завдання прийняв
з питань охорони праці	к.т.н., доц. Кашианов С.Ф.		

9. Дата видачі завдання " 13 " березня 2023 р.

КАЛЕНДАРНИЙ ПЛАН

№ з/п	Назва етапів виконання магістерської дисертації	Строк виконання етапів роботи	Примітка
1	Стан проблеми щодо радіаційного старіння бетону	20.01.2023	
2	Вибір розрахункового коду для дослідження	23.02.2023	
3	Ознайомлення з конструкцією реакторної установки	27.02.2023	
4	Розробка розрахункової моделі реакторної установки	14.03.2023	
5	Проведення розрахунку з баритним бетоном	25.03.2023	
6	Проведення розрахунку з додаванням базальт-борної фібри	27.03.2023	
7	Аналіз отриманих результатів	15.04.2023	
8	Розробка графічної частини	20.04.2023	
9	Складання висновків, розробка пропозицій	01.05.2023	
10	Підпис керівника магістерської дисертації	05.05.2023	
11	Проходження нормоконтролю	08.05-12.05.2023	
12	Попередній захист	15.05-19.05.2023	
13	Державний захист магістерської дисертації	22.05-28.05.2023	

Студент

Науковий керівник дисертації

_____	Черепанов І.Ю.
(підпис)	(ім'я та ПРІЗВИЩЕ)
_____	Носовський
(підпис)	А.В.
	(ім'я та ПРІЗВИЩЕ)

РЕФЕРАТ

ДР: 99 с., 34 рис., 16 табл., 45 джерел

Об'єкт дослідження – компоненти в складі біологічного захисту реакторної установки.

Предмет дослідження – потік нейтронів в бетоні біологічного захисту реакторної установки.

Мета роботи – дослідження можливості розробки біологічного захисту для реакторної установки AP1000 з використанням нових матеріалів зменшуючих потік нейтронів.

Метод дослідження – чисельні розрахунки в нейтронно-фізичному коді Serpent.

Основна ідея роботи полягає у розробці нового біологічного захисту для реакторної установки AP1000, з використанням нових компонентів бетону біологічного захисту, які здатні зменшити потік нейтронів, а також відповідно покращити його властивості щодо стійкості до радіаційного старіння бетону.

В розділі стану проблеми щодо радіаційного старіння бетону біологічного захисту реакторних установок було проаналізовано попередні дослідницькі роботи які стосуються теми магістерської дисертації, поставлені задачі для виконання в рамках цієї роботи.

В розділі розробка моделі було обрано розрахунковий код необхідний для дослідження потоку нейтронів в бетоні біологічного захисту, а також проаналізована конструкція реакторної установки AP1000.

В розрахунку потоку нейтронів в бетоні біологічного захисту AP1000 було проведено нейтронно-фізичний розрахунок в розрахунковому коді Serpent та проаналізовано отримані результати щодо можливості використання нового компоненту для бетону біологічного захисту.

ABSTRACT

DW: 99 p., 34 fig., 16 tables, 45 sources

Object of study – components at biological shield of reactor unit.

Subject of study – neutron fluence at biological shield concrete of reactor unit.

Purpose – studying possibility of developing of biological shield for reactor unit AP1000 with new components used for concrete that are decreasing neutron fluence.

Method of research – calculations at neutron-physics code Serpent.

Main goal of this work is to develop new biological shield for AP1000 reactor unit using new components for concrete that are able to decrease neutron fluence so that to enhance it's sustainability to radiation aging.

At chapter state of biological shield concrete radi aging problems was analyzed previous studies related to this work topic, and defined tasks in order to accomplish purpose of current study.

At calculation-model development chapter was chosen neutron-physics calculation code that is necessary for study and analyzed construction of AP1000 reactor.

At neutron fluence calculation at biological shield concrete of AP1000 was performed neutron-physics calculations using Serpent code and analyzed achieved results in order to check if new components can be used for biological shield component.

ЗМІСТ

ПЕРЕЛІК ПРИЙНЯТИХ СКОРОЧЕНЬ	3
ВСТУП	4
1 СТАН ПРОБЛЕМИ ЩОДО РАДІАЦІЙНОГО СТАРІННЯ БЕТОНУ БІОЛОГІЧНОГО ЗАХИСТУ РЕАКТОРНИХ УСТАНОВОК	6
1.1 Біологічний захист на АЕС	6
1.2 Взаємодія бетону з радіацією.....	10
1.3 Вплив нейтронного випромінювання на бетон.....	13
1.4 Вплив гамма-випромінювання на бетон	16
1.5 Мікрофібра.....	19
1.6 Висновки до першого розділу.....	36
2 РОЗРОБКА МОДЕЛІ РЕАКТОРНОЇ УСТАНОВКИ AP1000 З БІОЛОГІЧНИМ ЗАХИСТОМ.....	37
2.1 Опис розрахункового коду Serpent.....	37
2.2. Загальний опис реакторної установки AP1000	39
2.2.1 Опис корпусу реактора	41
2.2.2 Опис активної зони AP1000	43
2.2.3 Вигораючі поглиначі.....	45
2.2.4 Органи регулювання системи управління захисту AP1000.....	46
2.2.5 Ядерне паливо.....	47
2.2.6 Матеріал оболонки ТВЕЛ	47
2.2.7 Конструкційна сталь	48
2.2.8 Борована вода	49
2.3 Геометрія.....	49
2.3.1 Паливо та вигораючі поглиначі	50
2.3.2 Направляючі труби та вимірювальні пристрої	50
2.3.3 Тепловиділяюча збірка	51
2.3.4 Активна зона.....	52
2.4 Висновок до розділу.....	54
3 РОЗРАХУНОК ПОТОКУ НЕЙТРОНІВ В БЕТОНІ БІОЛОГІЧНОГО ЗАХИСТУ РУ AP1000	55

3.1 Моделювання геометрії AP1000	55
3.2. Нейтроно-фізичний розрахунок	56
3.2.1 Повний розрахунок потоку нейтронів	62
3.2.1.1 Барітний бетон	62
3.2.1.2 Базальт-борна фібра	70
3.3 Порівняння ББФ та чистого барітного бетону	76
3.4. Висновок до розділу	80
4 ОХОРОНА ПРАЦІ ТА БЕЗПЕКА В НАДЗВИЧАЙНИХ СИТУАЦІЯХ	81
4.1 Технічні рішення та організаційні заходи з радіаційної безпеки на АЕС	81
4.2 Електробезпека	84
4.3.1 Обов'язки та дії персоналу у разі виникнення НС	87
4.3.2 Вимоги щодо організації ефективної роботи системи оповіщення виробничого персоналу при НС	88
4.3.3. Пожежна безпека	90
ВИСНОВОК	94
ПЕРЕЛІК ПОСИЛАНЬ	95

ПЕРЕЛІК ПРИЙНЯТИХ СКОРОЧЕНЬ

АЕС	– атомна електростанція
АЗ	– активна зона
ББ	– базальт-борна фібра
БФ	– базальтова фібра
ВВЕР	– водо-водяний енергетичний реактор
НФР	– нейтронн-фізичний розрахунок
ПГ	– парогенератор
РУ	– реакторна установка
ТВЕЛ	– тепловиділяючий елемент
ТВЗ	– тепловиділяюча збірка
ЯР	– ядерний реактор
BWR	– boiling water reactor
CFD	– computational fluid dynamics
ENDF	– evaluated nuclear data file
MCNP	– monte carlo N-Particle transport code
PWR	– pressurized water reactor

ВСТУП

В наш час розвиток атомної генерації є важливим з огляду на багато речей. Зокрема, такі проблеми як глобальна зміна клімату, забруднення повітря в наслідок використання теплових електростанцій, енергетична криза яка поширюється по планеті, потребують своєчасного реагування з боку стратегії розвитку енергетики. Враховуючи стійку тенденцію до зростання численності населення Землі, відповідно збільшується споживання виробів, послуг які потребують електроенергії. Для вирішення ключевих проблем людства в наш час, необхідно враховувати фактор зростаючого попиту, а також технічні вимоги до виробництва електроенергії такі як стійкість енергетичної системи, а також здатності здійснювати маневрування потужностями які входять до її складу. З оглядом на ці всі факти, атомна енергетика займає важливе місце для сталого розвитку.

Україна посідає восьме місце в світі за показником встановленої потужності АЕС. За підсумками 2018 року Україна посіла третє місце у світі за часткою електроенергії АЕС в загальному обсязі виробництва електроенергії в країні. Компанія «Енергоатом» є членом БАО АЕС, WNA, EUR, INPRO, Українського ядерного товариства та Асоціації «Український ядерний форум».

При розгляді розвитку енергетики в Україні, було вирішено зробити акцент на розвитку саме атомної галузі, як базової потужності в енергосистемі. Проте, не дивлячись на всі можливі переваги атомної генерації, є й виклики для самої галузі. Зокрема одним з таких можна привести великі капітальні затрати при будівництві, з цього виникає виклик щодо зменшення вартості при будівництві енергоблоків, та запит на продовження максимального проектного терміну експлуатації від моменту початку проектування енергоблоку.

Розглядаючи можливі шляхи збільшення загального терміну експлуатації енергоблоку при проектуванні варто зазначити, що стан

будівельних конструкцій змінюється через деякий час експлуатації. Звідси випливає питання щодо впливу радіації на бетон біологічного захисту, подібна конструкція на відміну від устаткування не можливо замінити, тому проектуючи подібну конструкцію слід враховувати цей фактор. З метою підвищення загальний термін експлуатації, слід підібрати доцільні матеріали для бетону біологічного захисту з огляду на протікання процесів радіаційного старіння бетону, з метою збільшення цього терміну.

Враховуючи необхідність будівництва нових генеруючих потужностей, у 2021 році був підписаний меморандум між компанією ДП «НАЕК «Енергоатом» та Westinghouse Electric про будівництво 9 нових енергоблоків в Україні з реакторною технологією AP1000. Оскільки капітальне будівництво нових енергоблоків є досить затратним з точки зору економіки, є запит на збільшення загального терміну експлуатацію. З цією метою, в рамках магістерської роботи, здійснюється роботи по дослідженню питань радіаційного старіння бетону та розробки нового біологічного захисту для ядерної установки AP1000.

1 СТАН ПРОБЛЕМИ ЩОДО РАДІАЦІЙНОГО СТАРІННЯ БЕТОНУ БІОЛОГІЧНОГО ЗАХИСТУ РЕАКТОРНИХ УСТАНОВОК

1.1 Біологічний захист на АЕС

Біологічний захист – спорудження яке використовується на атомній електричній станції з метою захисту персоналу та навколишнього середовища від шкідливого іонізуючого випромінювання, відповідно зменшення на нього дозового навантаження. Враховуючи той фактор, що нейтроне та гамма випромінювання є значними при експлуатації реакторної установки, навколо неї споруджується бетона конструкція яка має поглищати радіаційне випромінювання. Крім того, біологічний захист мінімізує наслідки можливих аварій, якщо такий сценарій реалізується на АЕС. Товщина бетону складає приблизно 3 метра, проте може варіюватись в залежності від типу конкретної реакторної технології та проекту. Бетон який використовується на реакторах типу ВВЕР має декілька можливих функцій, зокрема це фундамент, біологічний захист, а також контаймент. Як біологічний захист, бетон слугує як закорпусний захист, тобто зовні, він має знижати інтенсивність випромінювання до меж які є безпечними для персоналу при роботі ядерного реактору. Бетон який використовується як захист від випромінювання складається з наповнювачів, які з'єднані між собою цементом. Матеріали які використовуються для біологічного захисту також можуть відрізнятись, серед найбільш розповсюджених варіантів це:

- Сталитний бетон – виготовляється зі сталевих волокон які додаються до звичайного бетону.
- Важкий бетон – бетон якій містить важкі мінеральні добавки, наприклад грант чи баріт, які забезпечують високу густину та захист від іонізуючого випромінювання

- Бетон з низькою теплопровідністю – такий бетон зменшує вплив високої температури, яка характерна під час експлуатації реакторної установки

Крім того, можливо додавання добавок таких як наприклад барій, бор чи свинець, з метою забезпечення додадкового захисту від іонізуючого випромінювання, також використання таких компонентів як силікати чи серпентини. В залежності від того, що було обрано в якості додакових матеріалів для додавання до бетону, відповідно змінюються властивості бетону. Наприклад, додавання граніту до бетонної суміші зміцнює його структуру, підвищує його густину, в наслідок високої стійкості граніту до зносу та абразивного зношування, додавання його до бетону збільшує його стійкість до механічних пошкоджень. Додавання баріту підвищує термічну стійкість бетонної суміші, дозволяє також підвищити показники радіаційної стійкості, а також щільності бетону, якщо порівнювати використання баріту та силікатів, то баріти є дешевшими за силікати. Свинець в якості компонента конструкції біологічного захисту має високу стійкість до іонізуючого випромінювання, також підвищує густину. З точки зору радіаційної безпеки, свинець є одним з ефективних поглиначів радіації, проте може наприклад погіршити міцність бетону, хоча варто відмітити, що при питанні розробки біологічного захисту є більшим критичним вплив навколишнього середовища. Мікроструктура та значна кількість властивостей бетону змінюється з часом в наслідок взаємодії з вологістю повітря, температурою, та радіацією. З плином часу та старінням бетону, вплив оточуючого середовища стає більшим. [1] Вплив різних чинників оточуючого середовища на великі цивільні споруди з бетону (наприклад великі температури) було детально вивчено раніше. [2]

При експлуатації реакторної установки на бетон біологічного захисту можуть впливати такі чинники як: вологість, високі температури, радіаційне опромінення, тощо.

Високі температури можуть спричиняти термічну деградацію, або термічне розширення бетону. Термічне розширення може призвести до виникнення внутрішніх напруг та тріщин у бетоні, що в свою чергу знижує міцність та стійкість суміші, тобто призводить до деградації конструкції. Термічне розширення може відбуватись через зміну розмірів його складових при зміні температури, кожен компонент має свій коефіцієнт термічного розширення, який визначає зміну її розміру при зміні температури. Компоненти які входять до складу бетону, тобто вода, пісок, цемент та щебінь, розширюються через збільшення відстані між атомами, на певну величину. В наслідок цього, можуть з'явитись внутрішні напруги, які потім спричиняють появу тріщин, та як наслідок загальне руйнування бетонних конструкцій. Порівняння впливу внаслідок радіаційного опромінення та температурного впливу приводиться нижче, хоча внаслідок складності процесів які проходять всередині конструкції важко поки що відслідкувати всю взаємозалежність в процесах деградації бетону.

Вологість також впливає на параметри міцності бетону біологічного захисту. Початково, при потраплянні води в пори чи тріщини конструкції, вона може їх розширювати, що в свою чергу збільшує його пористість та як наслідок зменшує міцність бетону. Враховуючи високу температуру навколо реакторної установки, цикл замерзання та розморожування, а також його вплив на властивість бетону, немає необхідності його розглядати.

Взаємодія бетону з радіацією детально описується в наступних розділах, оскільки дослідження стосується безпосередньо цього явища.

З метою розробки бетону біологічного захисту, попередньо необхідно вивчити актуальний стан питання щодо радіаційного старіння бетону, як одного з факторів який впливає на його цілісність та механічні властивості.

Фізично, в склад цементу входять оксиди кальцію, кремнію та алюмінію та інш., а також легкі ядра котрі інтенсивно поглинають гамма-випромінювання та сповільнюють швидкі нейтрони. Конструкції де застосовується бетон як правило є громіздкими та не мають можливості бути заміненими під час експлуатації. Проте загальний термін експлуатації станції також визначається терміном експлуатації цих будівельних конструкцій, зокрема через особливості які були зазначені вище.

Специфіка взаємодії радіації та бетону яка має місце в енергоблоках АЕС потребує подальшого вивчення. Потреба продовження подібних досліджень зокрема виникає з проблеми збільшення загального терміну експлуатації бетонних конструкцій на АЕС. Однією з проблем, в питанні вивчення впливу випромінювання на бетон біологічного захисту полягає у встановленні зв'язків між механізмами деградації бетону та точної їх причини. Ядерні реактори випромінюють зокрема велику кількість тепла, температура яка встановлюється поряд з ними також є високими, тому на бетон діє як радіаційне випромінювання так й температура при якій він експлуатується. [1]

Декілька вчених вже проводило подібні дослідження, проте найбільш цитованим серед наукових публікацій є Хільсдорф (1978). Хільсдорф провів порівняння в своїй праці, та виявив «точку перегину» яка призводить до втрати залишкової міцності при впливу флюенсу нейтронів при значення $1.0 \cdot 10^{19}$ n/cm². [3] Проте, дослідження які здійснювались надалі [4], не завжди підтверджували результати отримані раніше Хільсдорфом. Серед ускладнюючих факторів слід зазначити те, що формування комплексу даних про бетон є досить важким завданням через велику кількість змінних, значення флюенсу нейтронів. Для біологічного захисту можуть використовуватись різноманітні адитиви, які містять органічні сполуки, під впливом радіації такі сполуки можуть бути пошкоджені або розкладатися.

Частіше зустрічаються дослідження, які стосуються питань радіаційного старіння бетону, які вивчають цей процес на прикладі будівельного бетону,

серпентинитового, магнетитового та баритового. Під впливом радіації можуть змінюватись фізичні та хімічні властивості бетону, як наприклад окиснення та гідролізу які призводять до зниження міцності бетону та збільшення його пористості, що зробить його менш стійким до механічних та хімічних впливів.

Питання граничного значення флюєнсу нейтронів, після досягнення якого починається деградація бетону залишається ще відкритим. Маруяма [5] запропонував використовувати такі значення як $1.0 \cdot 10^{20}$ [n/cm²] для флюєнсу швидких нейтронів та $2.0 \cdot 10^{10}$ [Рад] для гамма випромінювання. British Standards Institute [6] заявив про те, що нейтроне випромінювання немає значних ефектів при значеннях нижче за $5.0 \cdot 10^{17}$ [n/cm²], в той час як ACI Committee [7] посилаючись на Хільсдорфа пропонує значення $1.0 \cdot 10^{21}$ [n/cm²] як початком втрачання механічних властивостей бетону, та пропонує граничне значення флюєнсу $1.0 \cdot 10^{13}$ [n/cm²] з метою попередження деградації бетону в наслідок взаємодії із радіацією.

1.2 Взаємодія бетону з радіацією

Біологічний захист є спорудою, яка відноситься до тих, що забезпечують функцію безпеки під час експлуатації. Ця бетона конструкція, як зазначалось вище, має захищати оперативний персонал від небезпечного радіаційного впливу та найближче знаходиться до реакторної установки, тому саме в ній очікуються найбільший вплив радіації під час експлуатації ВВЕР. Серед можливих видів випромінювання які зустрічаються під час експлуатації реакторної установки є: нейтроне, гамма, альфа, бета, протони. Проникаюча енергія усіх цих частинок відрізняється.

Бетона суміш яка використовується в якості компоненту біологічного захисту як правило складається з води, різних мінералів та хімічних добавок які покращують властивості суміші. В якості важких компонентів можуть додаватись баріти, лімоніти та інш., з метою зменшення товщини перерізу.

Товщина біологічного захисту може сягати декілька метрів, в залежності від дизайну.

Водяні реактори (PWR) зазвичай випромінюють більш високі радіаційні поля поза реактором, ніж реактори з киплячою водою (BWR) Серед проектів PWR найвищі радіаційні рівні за межами корпусу зазвичай спостерігаються в двоконтурних установках, за якими слідує нижчі рівні в трьохконтурних установках і на найнижчих рівнях є чотирьохконтурними реакторами. На основі цих спостережень транспортні розрахунки базувалися на проєктованих установках Westinghouse, де одна установка має триконтурну конфігурацію, а інша – двоконтурну.

Під час експлуатації бетон біологічного захисту взаємодіє із нейтронами випромінюванням та гамма випромінюванням. Встановлений бетон біологічного захисту має не тільки відповідати конструкційним нормам, але й нормам ЯРБ з метою здійснення захисту оперативного персоналу від негативних наслідків. Хільсдорф зробив припущення, що в результаті флюєнсу нейтрону який сягає значень до $1.0 \cdot 10^{19} \text{ [n/cm}^2\text{]}$ може мати детерміністичні ефекти на міцність та еластичність конструкції. На рисунку 1.1 зазначено розраховані флюєнси нейтронів для реакторної установки з 3 циркуляційними контурами, згідно розподілу енергії нейтронів.

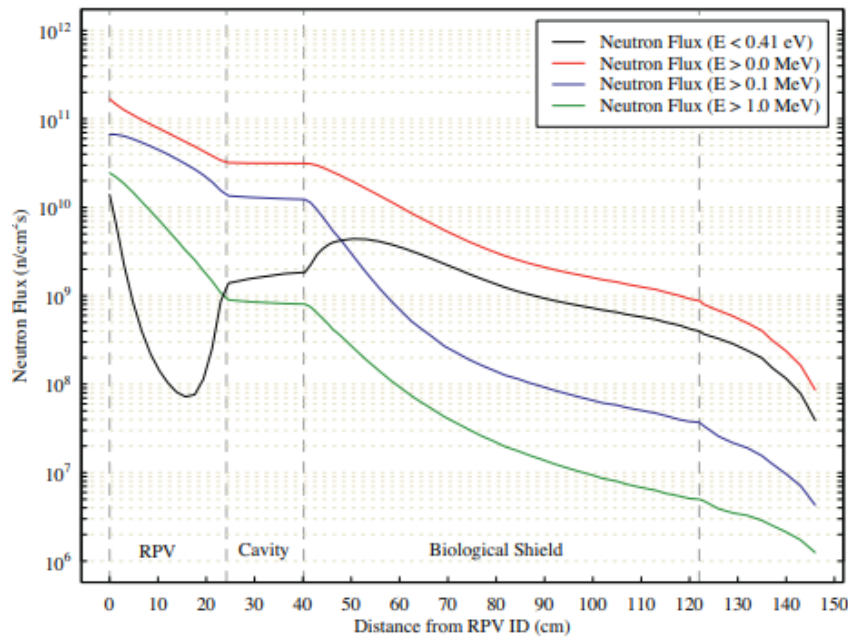


Рисунок 1.1 – Розподіл флюєнсу нейтронів по радіусу від реакторної установки

Серед різниці поведження флюєнсів нейтронів при проходженні через бетон біологічного захисту згідно їх енергетичного спектру, слід зазначити що теплові нейтрони на відміну від інших мають більш цікавий характер кривої, з максимумом на відстані 9 см в глибині бетону біологічного захисту, в той час як флюєнси нейтронів інших енергетичних спектрів здебільше повільно спадають вниз. При моделюванні в різних реакторних установках, було встановлено що в двух-контурних АЕС значення флюєнсу нейтронного та гамма випромінювання виявляється більшим за трьох-контурній АЕС в 2-4 рази. [8]

Іншим цікавим спостереженням з наявного розподілу флюєнсу нейтронів в бетоні, це перепади потоку в залежності від глибини проходження крізь бетон. Нейтрони енергією понад 1 MeV та понад 0.1 MeV втрачають енергію приблизно на цілу ступінь при заглибленні понад 25 см. Теплові нейтрони проте поведуться інакше, та сягають локального максимуму при зануренні приблизно на 9 см в бетон. Загалом, енергія нейтронів буде всеодно зменшуватись при подальшому проходженні через бетон. Слід також

зазначити, що немає інформації щодо впливу флюєнсу нейтронів на мікроструктуру чи механічні властивості бетону.

Згідно критерію встановленим Хільсдорфом, в $1.0 \cdot 10^{19} \text{ [n/cm}^2\text{]}$, під час експлуатації енергоблоку 40 років в двух-контурній АЕС нейтрони з енергетичним спектром більше від 1 MeV не досягають визначеного значення. Проте, отримані значення флюєнсу нейтронів інших енергетичних спектрів перевищують зазначену границю в 2-7 рази. [8] Подібна тенденція спостерігається й під час експлуатації 60 років. При експлуатації енергоблоку 80 років, флюєнс нейтронів енергетичним спектром більше від 1 MeV як і в інших випадках не досягає зазначеного критерію, проте флюєнс нейтронів енергетичного спектру який відповідає значенням менше від 0.0 MeV, перевищує на порядок зазначений критерій Хільсдорфа.

Проте під час оцінювання радіаційного старіння бетону слід враховувати нейтрони усіх енергетичних спектрів, а також взаємодію гамма випромінювання із бетоном біологічного захисту.

1.3 Вплив нейтронного випромінювання на бетон

В наслідок взаємодії нейтронного флюєнсу із бетоном зазначалось зміни у вазі самого бетону. На рисунку 1.2 відображено тренд зміни ваги під час взаємодії бетону із нейтронним випромінюванням. Специфічних відмінностей у графіках в залежності від складу компонентів не відмічається. Більшість досліджень відмічає втрату ваги в наслідок втрати 7-8% води.

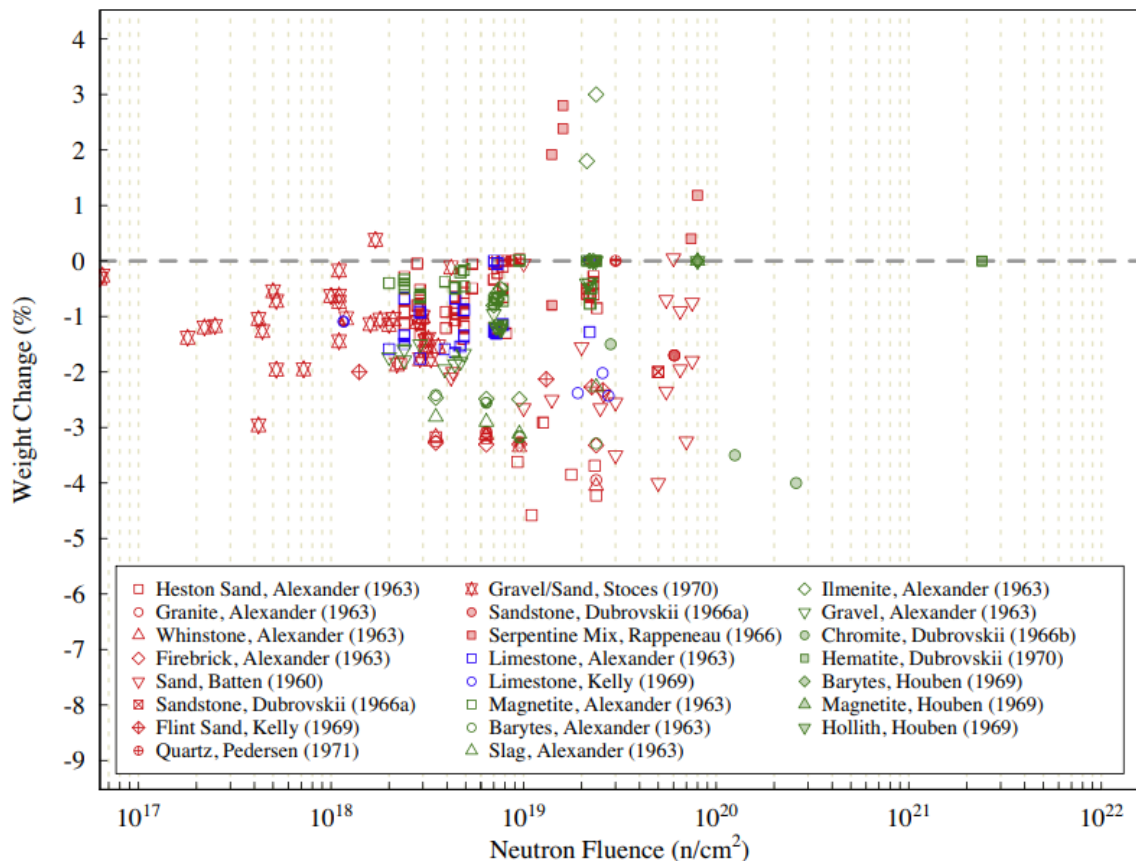


Рисунок 1.2 – Зміна ваги нейтрону в залежності від флюєнсу нейтронів

Більшість факторів які впливають на зміну ваги із часом пов'язані не тільки з радіацією, проте й з умовами навколишнього середовища. Проте, деякі вчені відмічали зміну ваги в наслідок процесу радіолізу та випаровуванню води яка наявна в бетонній суміші, в наслідок чого з'являвся газ який складається переважно з водню та кисню. Проте в зазначених вище результатах, флюєнси нейтрони були досить малі, а також не було проведено жодних вимірювань які б показали залежність від генерації газу в наслідок взаємодії бетону з радіацією та зміною ваги. [8]

Проте зміни які набуває бетон під час взаємодії з радіацією виявляються ще й в іншому явищі. Так зване набухання бетону, тобто зміна об'єму бетону, в наслідок термічного розширення компонентів, цементу та нейтронного впливу на ці складові. На рисунку 1.3 зображено набухання бетону в залежності від нейтронного флюєнсу. Набухання бетону спостерігається при

флюенсах вище за $1.0 \cdot 10^{18}$ [n/cm²] та значним збільшенням цього явища при флюенсах вище за $1.0 \cdot 10^{19}$ [n/cm²]. Слід зазначити, що саме вплив радіації на набухання бетону значно більше за інші чинники цього процесу.

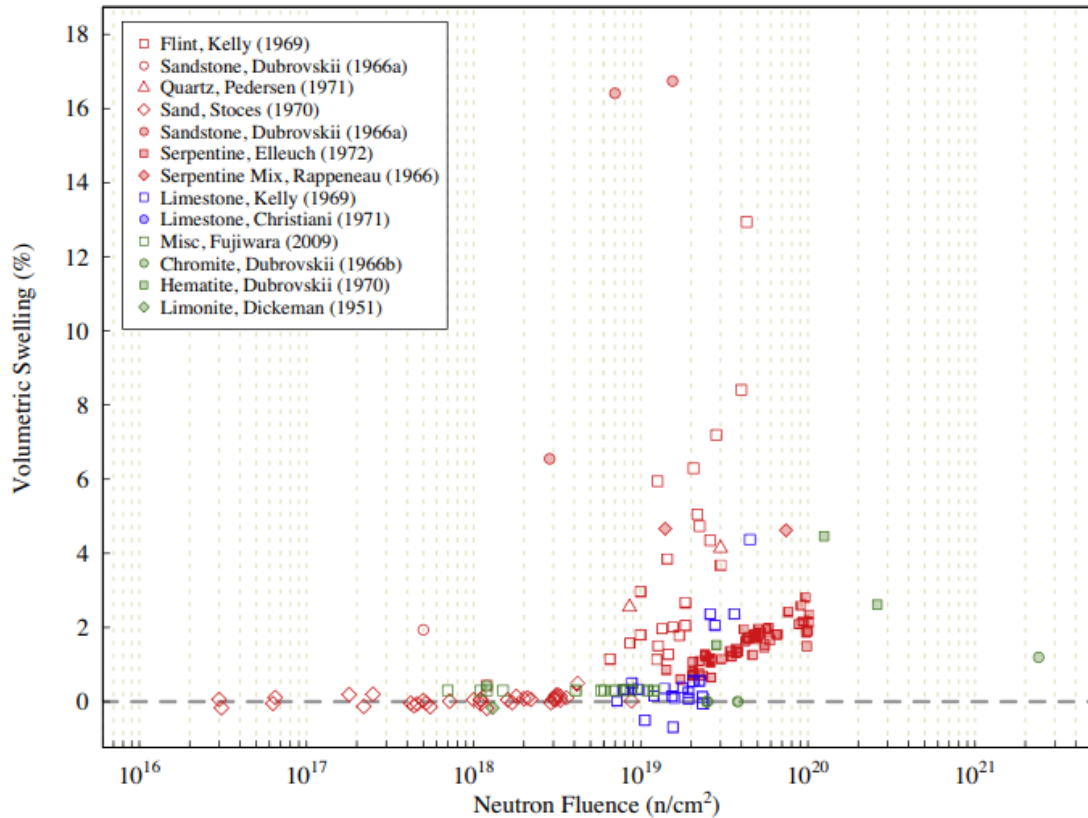


Рисунок 1.3 – Зміна об'єму бетону в залежності від флюєнсу нейтронів

В загальному випадку, суміші в яких знаходились важкі компоненти чи карбонат зазнавали менших змін об'єму в порівняння з бетонними сумішами в яких знаходився силікат. Найбільше значення зміни об'єму сягає майже 18%, при подальшому набуханні бетону та впливу факторів оточуючого середовища почнеться деформація бетонної конструкції та як наслідок її руйнування.

Певні зміни зазнають й механічні властивості бетону, зокрема відносна міцність бетону на стискання. На рисунку 1.4 зображено зміна характеристики бетону в залежності від нейтроного флюєнсу. Спостерігається певна кореляція із отриманими даними про зміну фізичних властивостей, після досягнення флюєнсу нейтронів $1.0 \cdot 10^{19}$ [n/cm²] характер кривих стає більш крутішим, в той час як тенденція до цього значення носить більш плавний характер.

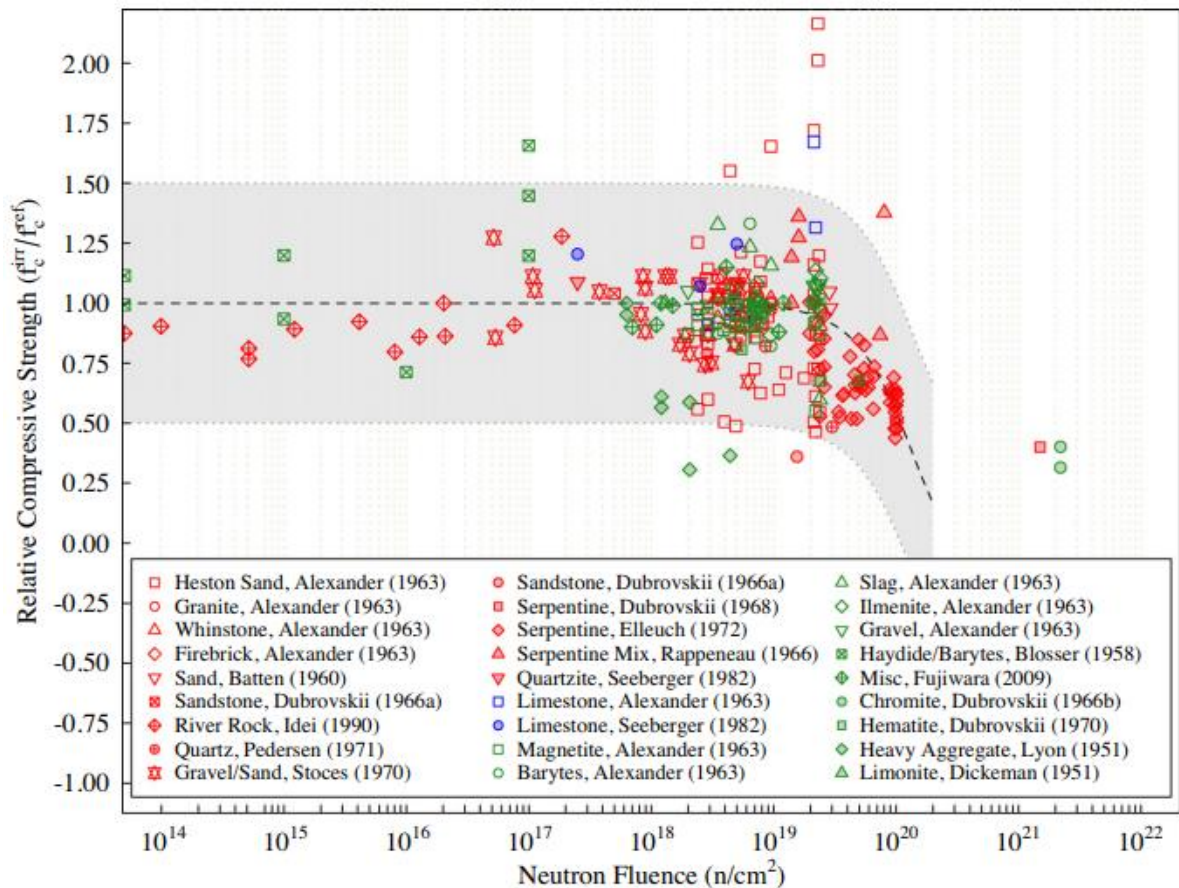


Рисунок 1.4 – Зміна відносної міцності бетону на стискання в залежності від флюєнсу нейтрону

Слід зазначити, що при взаємодії радіації та бетону, змінюється також й вага. Більшість досліджень вказують на втрату ваги приблизно 7-8% води з суміші, що провокує довготривале старіння при незмінному середовищі. Проте, надходять й інші твердження щодо цих процесів, наприклад в інших досліджень приводиться, що загалом втрата ваги становить приблизно 5% та причиною цього процесу слугує дегидrataція цементу.

1.4 Вплив гамма-випромінювання на бетон

Як зазначалось вище, крім нейтронного опромінення бетон біологічного захисту зазнає впливу від гамма-випромінювання під час експлуатації реакторної установки. Гамма кванти мають високу енергію, здатні проникати

через велику кількість бар'єрів та матеріалів, мають високу іонізаційну властивість. Бетон біологічний захисту має поглинати ці гамма кванти та захищати персонал від дії цього типу випромінювання.

Бетон здебільше поглинає та розсіює гамма-випромінювання яке проходить через нього. Взаємодія з атомами та молекулами матеріалу, таких матеріалів як наприклад, цемент, вода, пісковик чи гравій, в залежності ще від їх концентрації та фізичних властивостей, передає енергію від гамма-випромінювання цим складовим та поглинається. Чим вище густина матеріалу, тим більше відповідно буде поглинатись енергії. Взаємодія з бетоном тим не менш не проходить безслідно для конструкції, в наслідок процесів які проходять всередині, з'являється іонізація атомів та можлива зміна структуру матеріалу, тощо. Додадково в бетон може додаватись матеріали які поглинають гамма-випромінювання як наприклад свинець чи барій, тобто матеріали які мають гарні поглинаючі властивості. Також, можливо встановлення спеціальних екрануючих конструкцій.

При взаємодії гамма-випромінювання з компонентами бетону, виникає іонізація їх атомів, тобто до появи додаткових зарядів. Ці заряди можуть взаємодіяти з структурою бетону, в результаті чого змінюється положення атомів та молекул, та як наслідок – утворення дефектів в структурі бетону, впливаючи на його міцність.

Крім того, при взаємодії гамма-квантів з бетоном, можуть утворюватись вільні радикали в бетоні, які несуть небезпеку стійкості конструкції. Оскільки в бетоні знаходиться вода та інші компоненти суміші, в результаті можуть утворюватись гідроксильні радикали (ОН), або пероксильні радикали. За своєю природою вони є дуже реактивними, та можуть ініціювати хімічні реакції з іншими компонентами бетону, змінюючи його фізико-хімічні властивості та пошкоджуючи матеріал. При іонізації компонентів суміші, електрони віддаляються від атомів і молекул, що безпосередньо спричиняє утворення вільних радикалів. Радикали можуть спричиняти окислювальні

процеси в бетоні, що в решті призводить до його деградації. Вільні радикали реагуючи з молекулами цементу, можуть утворювати продукти реакції такі як гідрати, що мають меншу міцність, аніж оригінальні молекули цементу, як наслідок спричиняючи його деградацію.

В рамках дослідження взаємодії гамма-випромінювання та бетону, досліджувався спектральний розподіл потоку фотонів за захистом для різних товщин та енергій.[9]

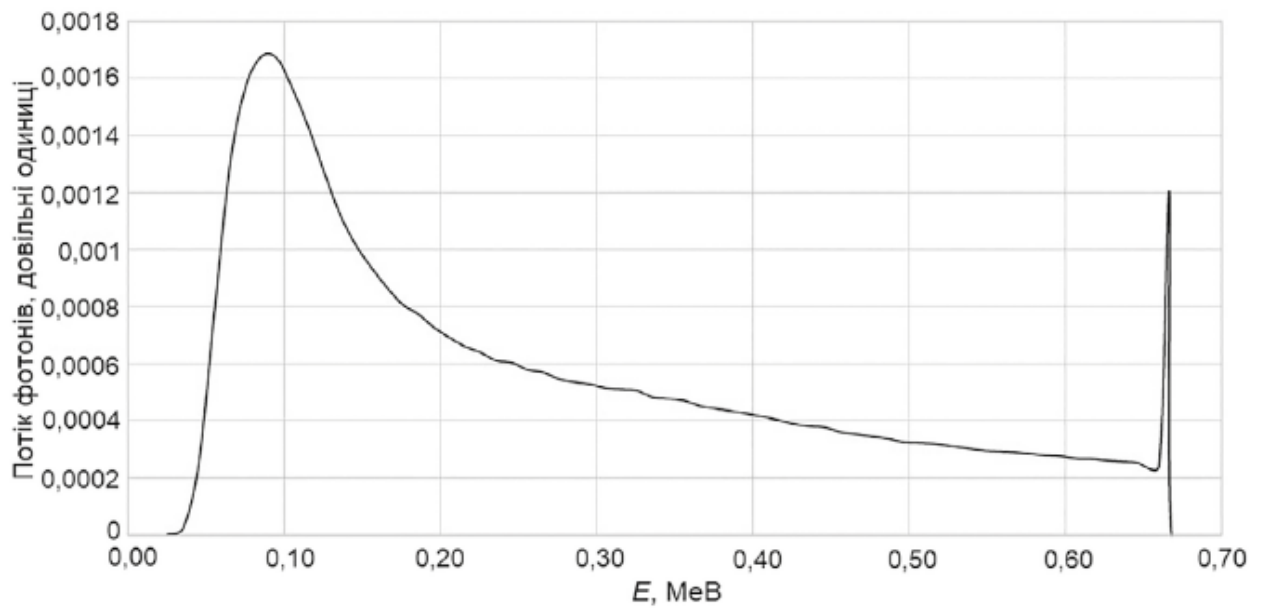


Рисунок 1.5 – Спектр потоку нейтронів після проходження захисту з бетону, енергія фотонів джерела 0,66 MeV, товщина шару 50 см[9]

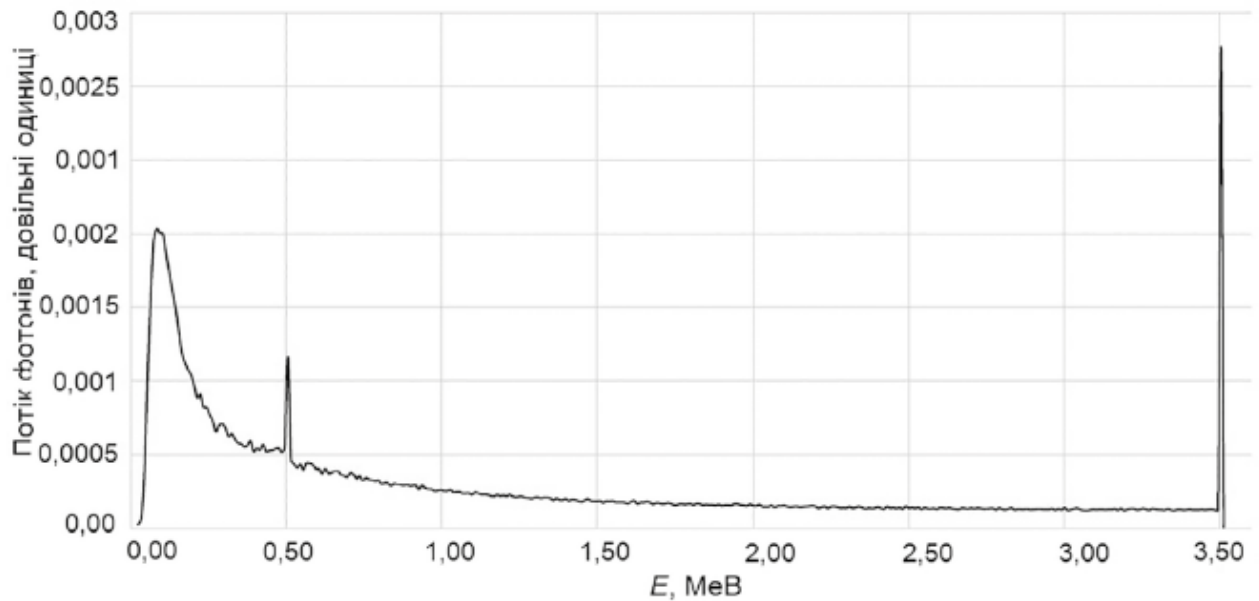


Рисунок 1.6 – Спектр потоку нейтронів після проходження захисту з бетону, енергія фотонів 3,5 MeV, товщина шару 90 см[9]

На графіках можливо спостерігати фотони, які провзаємодіяли у вигляді непружного розсіяння та вторинні фотони.

Використання добавок до суміші, таких як силікати чи алюмінати можуть зменшувати вплив гамма випромінювання на бетон, або підвищення вимог якості до бетону який безпосередньо буде використовуватись в біологічному захисті. Бетон більш високої якості повинен мати меншу кількість пор, збільшуючи його щільність, а отже поглинаючі властивості бетону, проте й підвищуючи його стійкість та міцність.

1.5 Мікрофібра

Мікрофібра – це невеликі волокна, діаметр яких не більше за 100 мікрон, які можуть додаватись до бетонної суміші, з метою поліпшення його властивостей. В залежності від потреб, мікрофібра може складати від 0,1% до 2% від маси цементу в бетонній суміші, додавання зазвичай здійснюється при змішування складових бетону, таким чином розподіляючи його рівномрно по всій масі бетону. В порівнянні з використанням сталевих арматур, яка зазнає

значний вплив від корозійних процесів (на що може впливати як волога, так й гамма-випромінювання наприклад), нерівномірний розподіл в бетонній суміші, базальтова фібра таких недоліків не має, оскільки не зазнає впливу корозійних процесів та є можливість розподілити її рівномірно по масі бетонній суміші.[10]

Процес виробництва базальтової фібри не є складним, та складається з декілької етапів: приготування породи, плавки, формування волокна, покриття волокна замаслювачем, намотування волокна, сушіння, рубка, та як результат отримання фібри.[10] Схему виробництва фібри наведено нижче на рисунку 1.7.

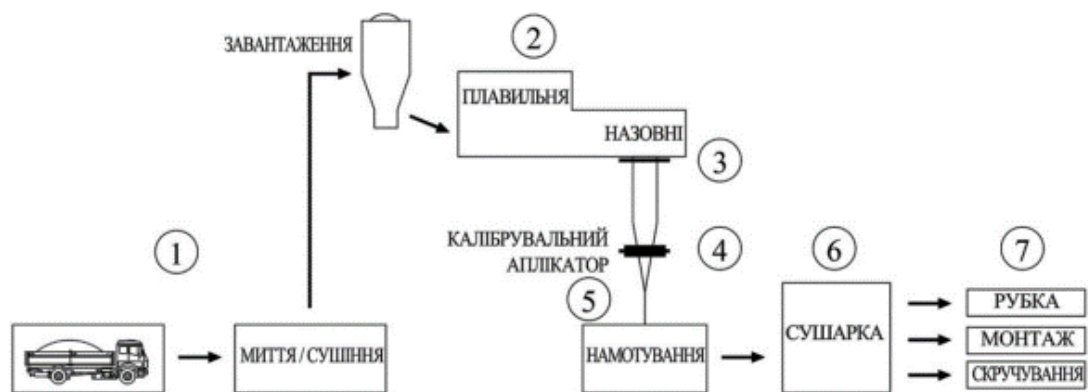


Рисунок 1.7 – Схема виробництва базальтової фібри

Загалом, хімічний склад базальтової фібри має наступний вигляд:

Таблиця 1.1 – Хімічний склад базальтової фібри[10]

Компонент	Масова частка
SiO ₂	0,4947
TiO ₂	0,0266
Al ₂ O ₃	0,155
FeO	0,1022
MnO	0,002
MgO	0,0479
CaO	0,0825
Na ₂ O	0,0428

Продовження таблиці 1.1

K ₂ O	0,0174
P ₂ O ₅	0,0089
S	0,0004
Cl	0,0001

Певні дослідження пов'язані з бетонною сумішшю з додаванням мікрофібри вже проводились, наприклад порівняння властивостей бетону із звичайним щебнем та з баритом.[10] З використанням програми WinXCom було проведено розрахунок згасання гамма-випромінювання у заданих енергетичних інтервалах від 1 кеВ до 100 ГеВ. Отримані значення використовувались для розрахунку середнього атомного номера Z , також середньої атомної маси A , максимальних та мінімальних значень ефективного атомного номера ($Z_{\text{eff}}^{\text{max}}$ та $Z_{\text{eff}}^{\text{min}}$) відповідно, а також максимальні та мінімальні значення ефективної електронної густини ($N_{\text{eff}}^{\text{max}}$ та $N_{\text{eff}}^{\text{min}}$) відповідно.[10]

Таблиця 1.2 - Результати розрахунків основних показників згасання гамма-випромінювання у БЩ, армованому базальтовою фіброю[10]

Дозування фібри, кг/м ³	A	Z	Середня електронна густина	$Z_{\text{M,eff}}$	$Z_{\text{PL,eff}}$	$Z_{\text{PL,eff}}$		N_{eff}	
						Max	Min	Max	Min
1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
0	17,289	8,696	3,02886	14,903	14,647	16,367	7,463	5,7010	2,5995
1	17,290	8,696	3,02884	14,904	14,648	16,369	7,464	5,7011	2,5996
3	17,293	8,697	3,02880	14,906	14,650	16,316	7,462	5,6818	2,5985
10	17,302	8,702	3,02866	14,912	14,656	16,309	7,467	5,6761	2,5987
20	17,317	8,708	3,02846	14,921	14,665	16,321	7,474	5,6757	2,5992
50	17,358	8,728	3,02787	14,947	14,692	16,356	7,497	5,6789	2,6028

Таблиця 1.3 - Результати розрахунків основних показників згасання гамма-випромінювання в ББа, армованому базальтовою фіброю[10]

Дозування фібри, кг/м ³	A	Z	Середня електронна густина	Z _{M,eff}	Z _{PL,eff}	Z _{PL,eff}		N _{eff}	
						Max	Min	Max	Min
1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
0	21,354	10,242	2,88831	36,9626	36,2319	42,311	8,403	11,9321	2,3698
1	21,354	10,242	2,88835	36,9629	36,2323	42,307	8,404	11,9311	2,3700
3	21,358	10,244	2,88831	36,9632	36,2326	42,308	8,406	11,9290	2,3701
10	21,372	10,250	2,88818	36,9640	36,2335	42,311	8,413	11,9210	2,3705
20	21,393	10,259	2,88799	36,9651	36,2349	42,316	8,423	11,9118	2,3710
50	21,455	10,287	2,88742	36,9687	36,2390	42,329	8,453	11,8927	2,3750

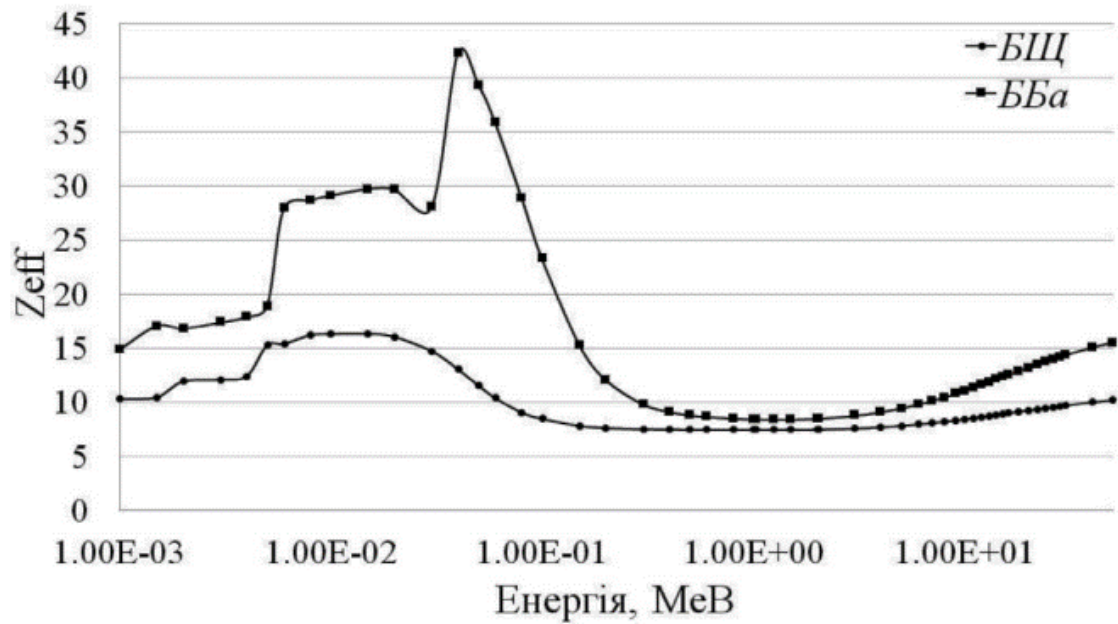


Рисунок 1.8 – Залежність ефективного атомного номера від енергії для обох типів бетонів (ББа та БЩ)[10]

З наведених вище результатів, наведених в табл. 3 та табл. 4, а також на Рисунок 1.6 випливає, що захисні властивості ББа (бетону з барітом армованим фіброю) кращі за БЩ (бетону з щебнем армованим фіброю), через більшу густину більшим атомним номером агрегату в ББа. В цьому випадку, додавання фібри покращило характеристики. Оскільки на зменшення гамма-випромінювання впливають реакції поглинання та розсіювання, базальтова фібра яка замінює пісок у бетонній суміші (до складу базальтової фібри входить більше важких елементів, ніж до складу піску), відповідно згасання гамма-випромінювання збільшується.[10]

Враховуючи, що бетон з використанням композитного матеріалу базальтової фібри, покращує механічні властивості, радіаційний захист та зменшує кількість й розміри мікротріщин, в наведеному дослідженні робиться висновок, що дослідження властивостей застосування цього матеріалу є перспективним.

Досліджувались також властивості цього матеріала при опроміненні нейтронним потоком.[11] Дослідження проводилось за допомогою нейтроно-

фізичного коду Serpent, оскільки для розробки моделі пересення нейтронів у середовищі використовується, або метод Монте-Карло (на якому базується Serpent), або рівняння перенесення нейтронів.[11]

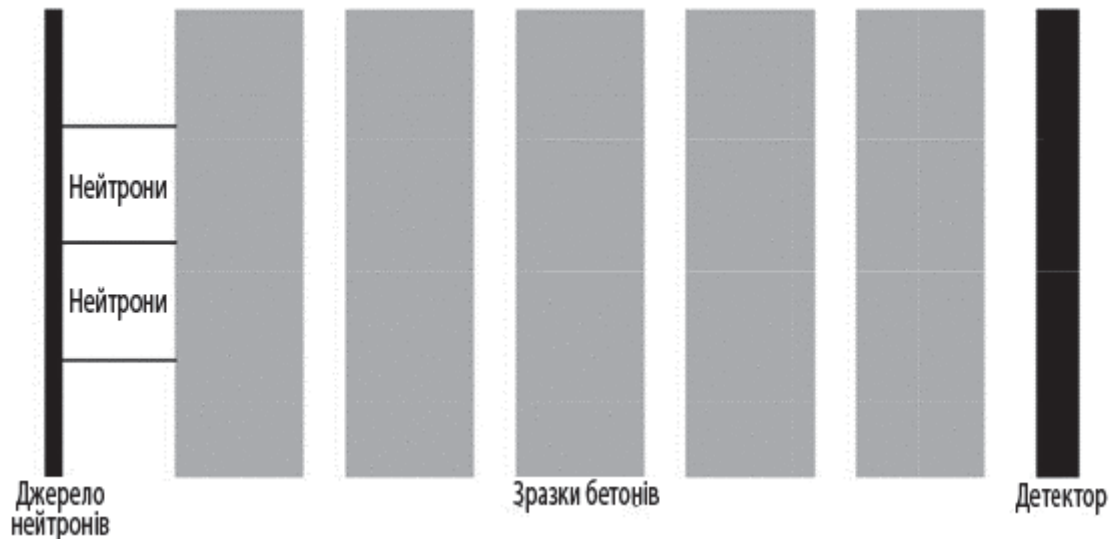


Рисунок 1.9 – Схема моделі для розрахунку[11]

В рамках дослідження моделюється 50 000 нейтронів джерела, розділених на 500 партій.[11] Джерело швидких нейтронів є плоским, енергія нейтронів порядку 14 MeV, які рухались горизонтально в бік детектора через матеріал.[11] Зразки бетону, які досліджувались були наступні:

- Із звичайним щебенем (марковано в статті як B-1)[11]
- З баритом (в статті марковано як B-2), з різним дозуванням базальтової фібри, також без неї[11]

Армованість бетону за допомогою базальтової фібри варіувалась від 1 до 50 кг/м³. Нижче наведені результати розрахунку:

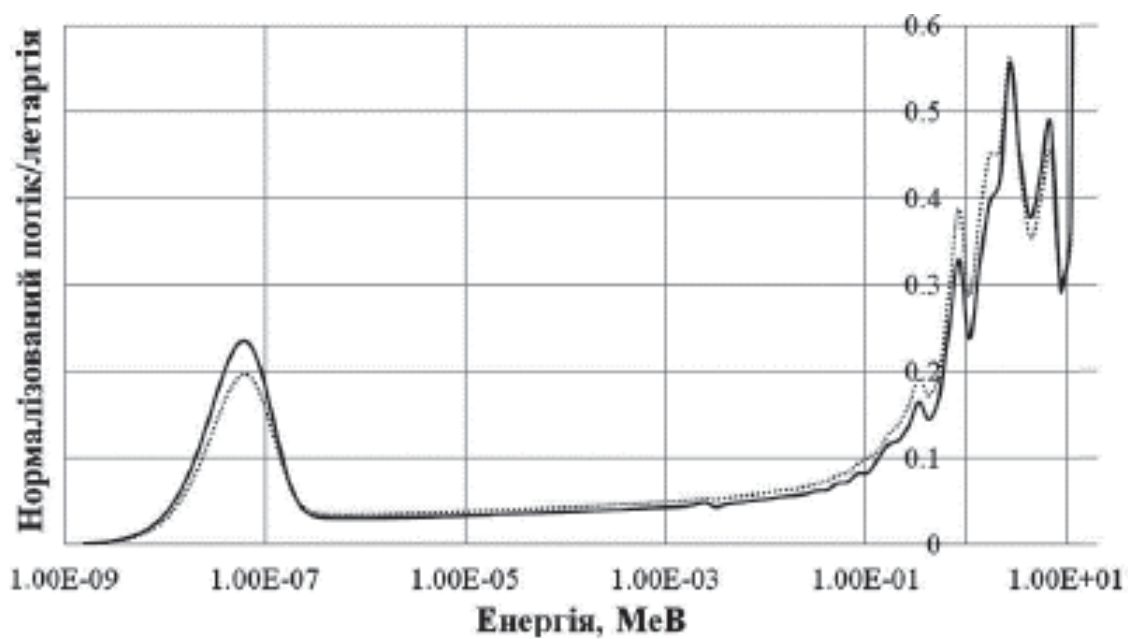


Рисунок 1.10 – Спектр нейтронів від зовнішнього джерела в першому шарі бетону[11]

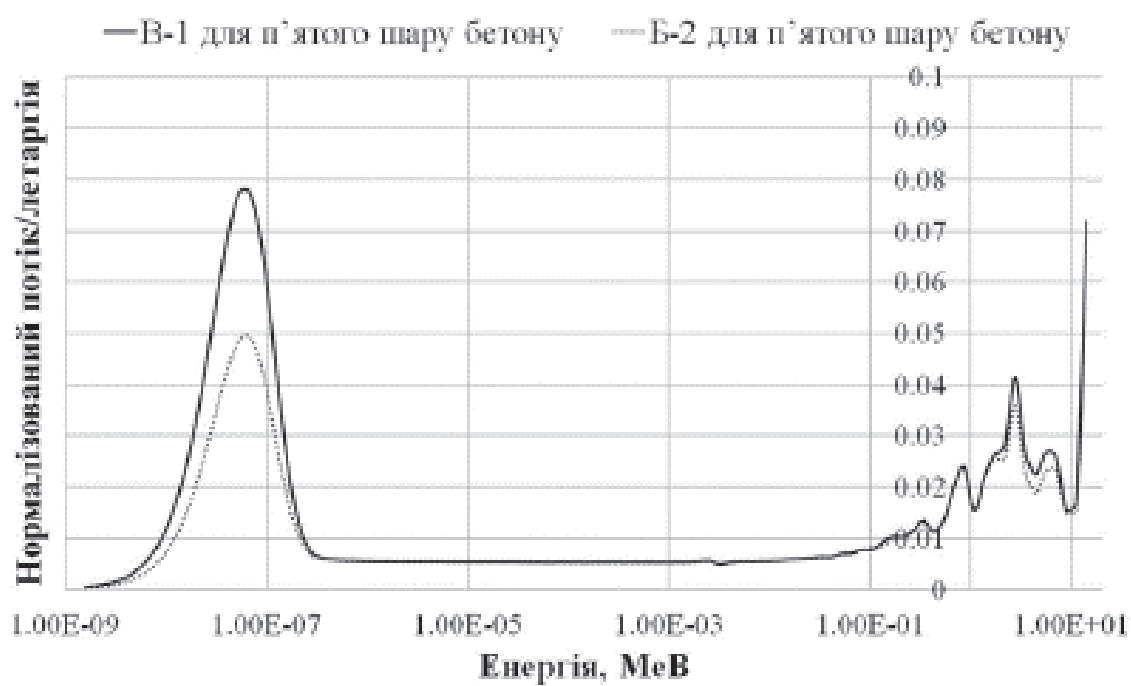


Рисунок 1.11 – Спектр нейтронів від зовнішнього джерела в п'ятому шарі бетону[11]

З рисунку 1.12 ми можемо спостерігати, що швидких нейтронів в п'ятому шарі в бетоні В-1 менше, та більше теплових нейтронів ніж у першому шарі бетону В-2. Це може свідчити, що бетон В-1 має кращі за бетон В-2 характеристики розсіювання нейтронів.[11]

З табл. 3 ми можемо побачити, що із збільшенням дозування базальт-борної фібри коефіцієнт передавання струму нейтронів зменшується на різній товщині в бетоні, в цілому це може свідчити про те, що додавання базальт-борної фібри покращує захисні від іонізуючого випромінювання властивості.

Загалом при розгляді статті [11], робиться висновок, що використання невеликої товщині бетону із звичайним щебнем має кращі характеристики згасання завдяки кращому розсіюванню нейтронів на легких ядрах, а використання бетону з баритом має кращі характеристики поглинання нейтронів у випадку більшої товщини. Постулюється, що бетон з додаванням базальної фібри має перспективи в атомній енергетиці в якості захисного матеріалу від нейтронного випромінювання.[11]

Дослідження проводили вчені з Інституту матеріалознавства ім.І.М.Францевича та Інституту проблем безпеки АЕС, з отриманням базальт-борної фібри, оксид бору має досить широкий спектр застосування в технічних галузях. В рамках дослідження [12], були виготовлені зразки базальт-борної фібри, а також проведено дослідження із впливом нейтронного випромінювання на матеріал. В якості модифікатора для базальтової фібри використовувався B_2O_3 . [12]

Було досліджено ступінь гомогенізації скла з добавками B_2O_3 після витримки при температурі 1450 °С протягом 4 годин. Відповідні знімки, зроблені під час дослідження приведені нижче.[12]

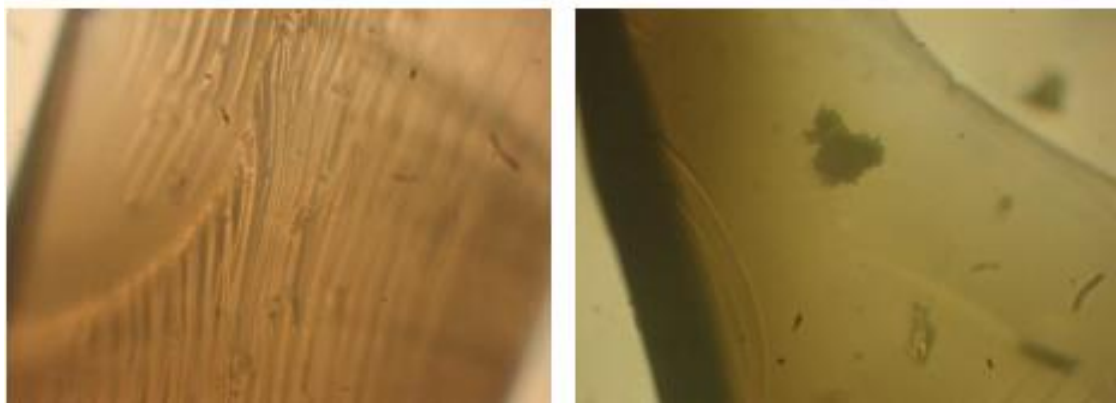


Рисунок 1.12 – Андезито-базальт без добавок[12]



Рисунок 1.13 – Склад 1[12]

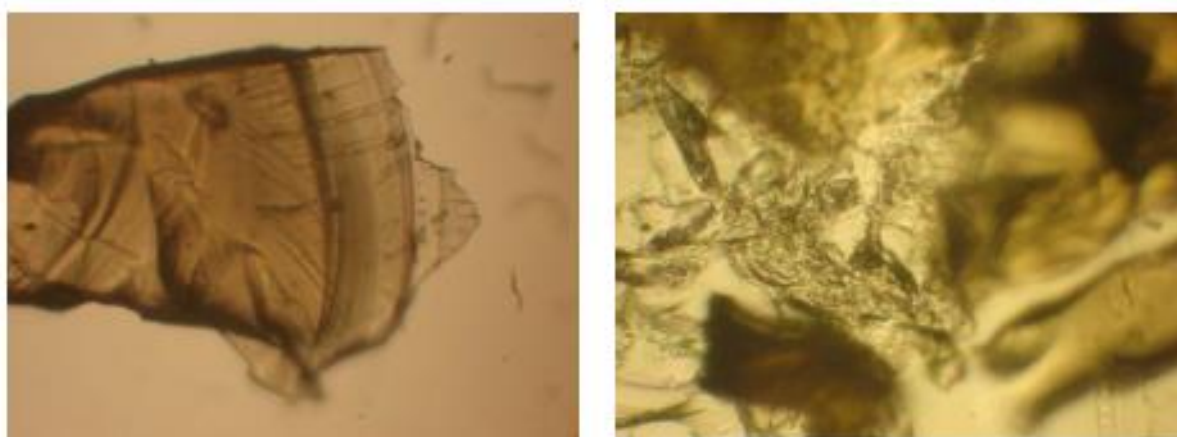


Рисунок 1.14 – Склад 2[12]

Відповідно, досліджувались образці – андезито-базальт без добавок, з добавками V_2O_3 6%(1 склад) та 12% (2 склад)[12]

При розгляді, можна побачити, що після 4-х годинної витримки, скло яке було модифіковано V_2O_3 в цілому однорідні, проте трапляються ділянки ліквідації, в чистому андезито-базальті спостерігається непровар.[12]

Було проведено доварювання 1 складу та 2го складу, протягом 1 години та 3 годин відповідно. Результати представлені нижче:

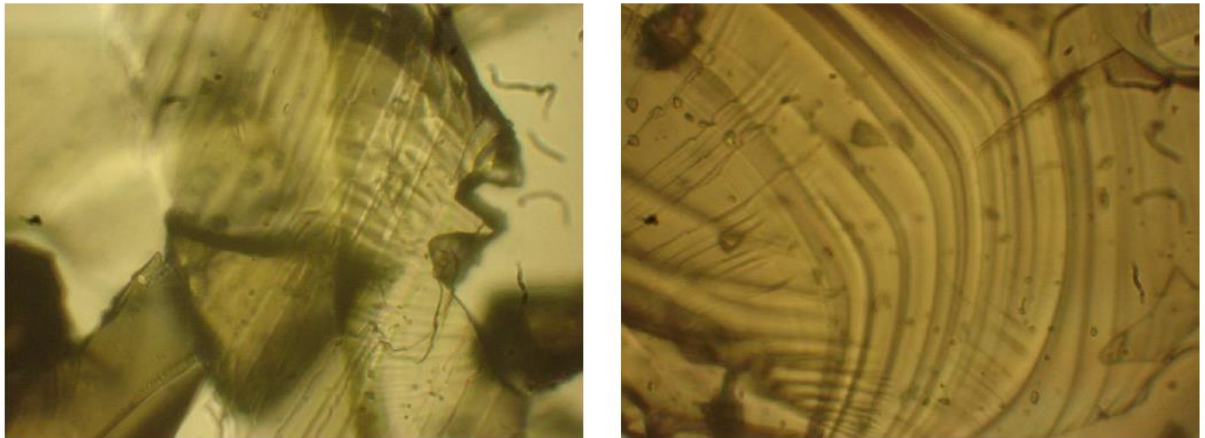


Рисунок 1.15 – Ступінь гомогенізації скла після витримки при 1450 °С[12]

Загальний час витримки для складу 1 склав 5 годин, для складу 2 склав 7 годин. Після «доварювання», вдалось повністю позбутися ділянок ліквідації. В рамках дослідження, були проаналізовані параметри в'язкості та температуру верхньої межі кристалізації. Було встановлено, що $T_{\text{вмк}}$ не змінюється в наслідок додавання V_2O_3 . [12] Також, постулюється, що введення оксиду бору в розплав андезито-базальта розширює температурний інтервал вироботки волокон на (30-40) °С для складу 1 та на (50-60) °С для складу 2 при збільшенні діаметру фільтри від 1.8 до 2.0 мм.[12] Нижче наведена таблиця з порівнянням фізико-хімічних властивостей матеріалів отриманих в ході досліді:

Таблиця 1.5 – Фізико-хімічні властивості волокон[12]

Волокно	Характеристики					
	Діаметр, мм	Середня міцність, МПа	2N NaOH		2N HCl	
			Стійкість,%	Втрата маси, мг	Стійкість,%	Втрата маси, мг
Андезито- базальт	11,3	1840	77,6	943,0	87,0	523,0
Склад 1 (6%)	10,6	1840	86,5	544,0	73,7	1060
Склад 2 (12%)	11,4	1840	80,0	780,0	62,0	1510,0

Додавання 12% оксиду бору, незначно збільшило міцність розплаву андезито-базальту. Кислотостійкість після модифікації розплавів зменшилась на 13% та 25% для складу 1 та 2 відповідно, проте лугустійкість збільшилась на 9% для складу 1 та на 2,4 для складу 2.[12]

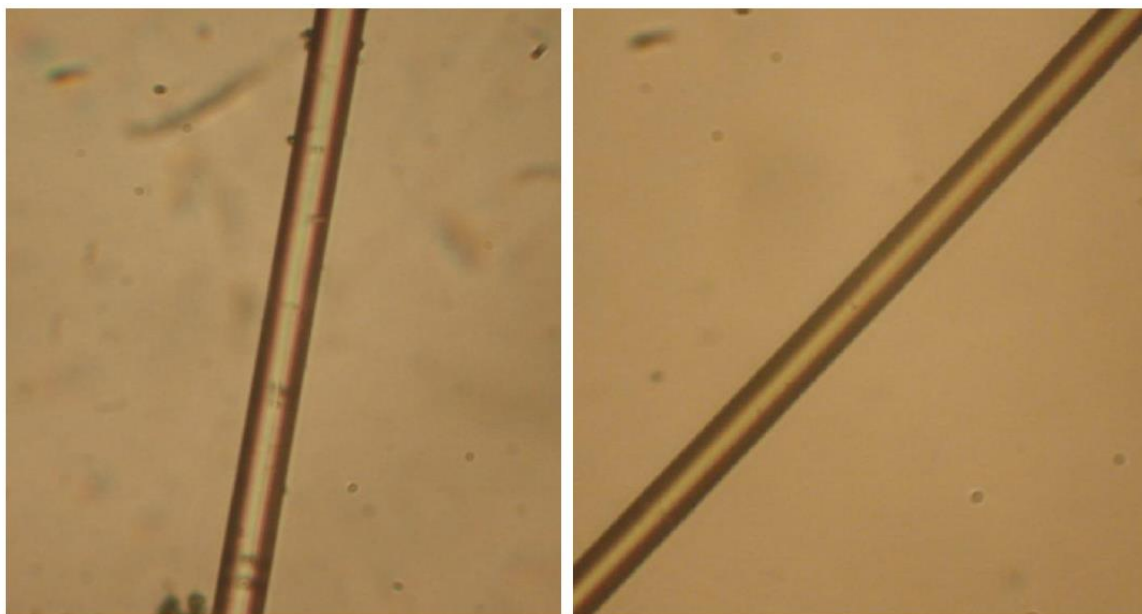


Рисунок 1.16 – Мікроструктура отриманих волокон[12]

На рисунку 1.17 продемонстровано оптичне дослідження отриманих волокон, зліва зображено андезито-базальт без модифікацій, а справа з додаванням оксиду бора, виявилось, що модифікований матеріал має більш однорідну гладку поверхню без мікротріщин та кристалічних включень.[12]

В рамках дослідження, група дослідників, також провели аналіз мікроморфології та мікроаналіз отриманих зразків.

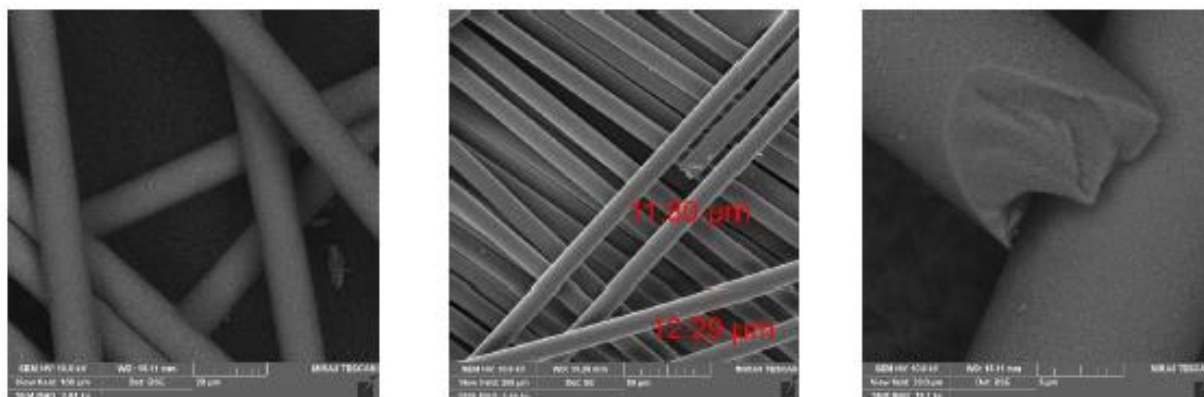


Рисунок 1.17 – Фотографія базальтових волокон без модифікації[12]

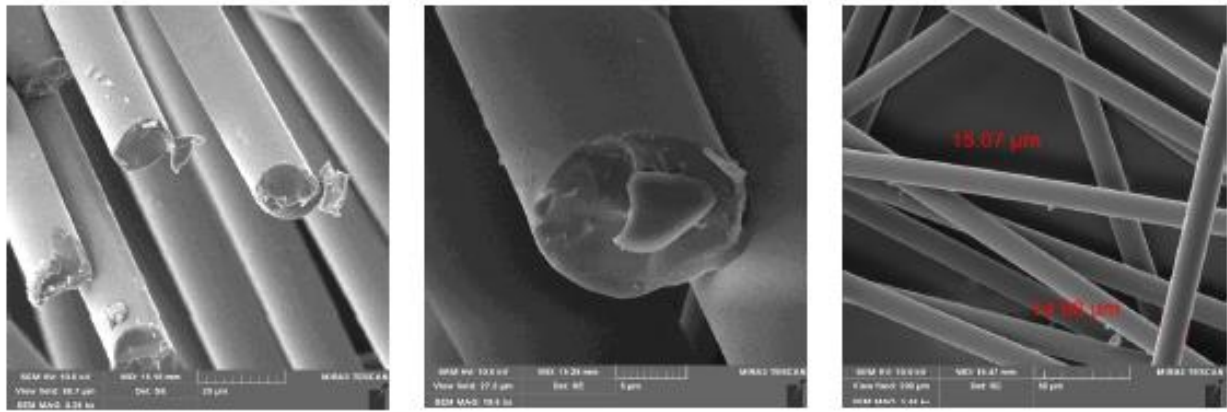


Рисунок 1.18 – Фотографія базальтових волокон із додаванням оксиду бору (6%)[12]

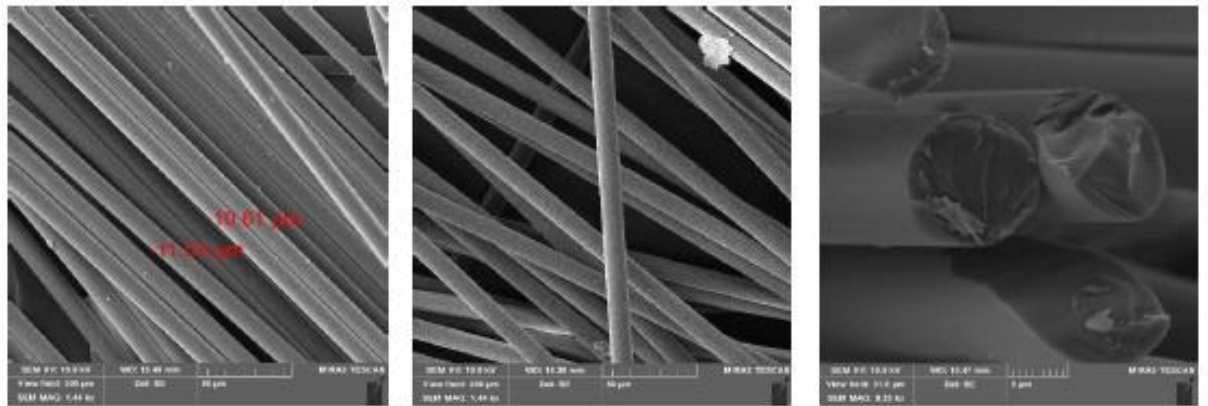


Рисунок 1.19 – Фотографія базальтових волокон із додаванням оксиду бору (12%)[12]

Таблиця 1.6 – склад базальтових волокон [12]

Склад, порода	Оксиди,% мас.									Всього
	SiO ₂	Al ₂ O ₃	MgO	CaO	FeO+ Fe ₂ O ₃	Na ₂ O	K ₂ O	TiO ₂	B ₂ O ₃	
Андезито- базальт	52,23	16,70	4,33	9,03	11,80	2,77	1,86	1,29	-	100,0
Состав 1	49,33	15,65	3,97	8,59	11,32	2,66	1,66	0,96	5,90	100,0
Состав 2	42,56	13,56	3,38	11,11	11,99	2,23	1,92	2,04	11,23	100,0

Отже, оксид бору добре розподіляється в модифікованому волокні, 5,9% для складу 1, та 11,23% для складу 2.[12]

При проведенні нейтроного дослідження з матеріалами, було зроблено висновок, що малі дози додавання базальт-борної фібри в склад бетону не дають значного ефекту для захисних властивостей від нейтроного випромінювання. Проте, при додаванні великих доз базальт-борної фібри дають гарні показники, значно підвищуючи захисні властивості бетону від нейтроного випромінювання. При додаванні 12% оксиду бору, для 10 см бетону потік нейтронів зменшується на 15% (з 6% составом, потік зменшується на 3%). При товщині бетону в 50 см, різниці між складом оксиду бору не відмічається, обидва види фібри в 2-3 рази зменшують потік нейтронів для такої товщи бетону. Таким чином, 6% оксиду бору, автори дослідження рекомендують використовувати для великої товщини, а фібру з 12% для малої товщини бетону.[12]

Використання базальт-борної фібри в атомній енергетиці досліджувались для поведження з радіоактивними речовинами.[13] В рамках проведення досліду, розглядались матеріали з 6% додаванням оксиду бору, та 12%. Дослідження проводилось у вигляді фізичного експерименту, з експериментальним стендом.[13] В якості джерела іонізуючого випромінювання, було обрано Pu-Be джерело нейтронів, яке випромінювало швидкі нейтрони з інтенсивністю $5 \cdot 10^7$ н/с, вимірювання поткоу нейтронів здійснювалось за рахунок дозиметра МКС-01Р.[13] Стенд було зібрано в наступному вигляді: джерело нейтронів знаходилось в контейнері, навколо нього знаходились відбивачі та металічний контейнер з водою, зразки бетону були розміщені напроти джерела в лінію, за зразками бетону знаходився детектор БДКН-03Р, який передавав дані МКС-01Р.



Рисунок 1.20 – Вимірювання флюенсу теплових нейтронів[13]

Було досліджено 5 різних зразків бетону. 1 – звичайний бетон без модифікацій. 2 – з додаванням базальт-борної фібри 6%, 5 кг/м³, 3 – з додаванням базальт-борної фібри 12%, 20 кг/м³, 4 – з додаванням базальт-борної фібри 12%, 5 кг/м³, 5 – з додаванням базальт-борної фібри 12%, 30 кг/м³. [13]



Рисунок 1.21 – Вимірювання швидких нейтронів[13]

За результатами дослідження, були встановлені захисні властивості бетону армованого базальт-борною фіброю. Виявилось, що додавання базальт-борної фібри в бетон має ефект при концентрації 20 кг/м^3 та 30 кг/м^3 у випадку як теплових, так й швидких нейтронів. Мала концентрація базальт-борної фібри не дає значних показників, захисні властивості матеріалу змінювались лише на 5% в цьому випадку. При збільшені концентрації, ці властивості

покращувались на 13%. Проте, можливість зменшення товщини біологічного захисту при використанні базальт-борної фібри залишається відкритим питанням.[13]

1.6 Висновки до першого розділу

При здійсненні огляду літератури було проаналізовано наукові праці, предметом дослідження яких було радіаційний вплив на бетон та його властивості, зокрема порівнюються різні марки бетону.

За результатами огляду літературних джерел сформульовано мету наукового дослідження, яка полягає в наступному: дослідження можливості використання базальт-борної фібри в якості компонента для бетону біологічного захисту реакторної установки AP1000, встановлення яким чином додавання базальт-борної фібри впливає на флюенс нейтронів під час експлуатації реактора.

Досягнення цієї поставленої мети забезпечується виконанням послідовності таких дослідницьких завдань:

1. Вибір розрахункового коду для здійснення нейтроно-фізичного розрахунку
2. Розробка моделі ТВЗ для AP1000 в обраному розрахунковому коді
3. Розробка моделі активної зони AP1000
4. Розробка двохмірної моделі AP1000, з активною зоною, а також корпусом та біологічним захистом.
5. Проведення розрахунку з використанням бетону за барітом в біологічному захисті та базальт-борної фібри
6. Порівняння та аналіз отриманих результатів

2 РОЗРОБКА МОДЕЛІ РЕАКТОРНОЇ УСТАНОВКИ AP1000 З БІОЛОГІЧНИМ ЗАХИСТОМ

2.1 Опис розрахункового коду Serpent

З метою здійснення нейтронно-фізичного розрахунку, було вирішено обрати нейтронно-фізичний код Serpent, враховуючи його переваги, та те що він пройшов валідацію в Україні. Здійснення НФР є необхідним з точки зору того, щоб оцінити можливість застосування базальт-борної фібри в якості компонента для бетона біологічного захисту, та його вплив на флюєнс нейтронів в бетоні. В рамках цього, необхідно було засвоїти розрахунковий код Serpent, ознайомитись з реакторною технологією AP1000 та розробити відповідну модель в розрахунковому коді Serpent.

Serpent - це Монте-Карло код, призначений для нейтронно-фізичних розрахунків активної зони ядерного реактора [14], при цьому він використовує безперервні за енергією бібліотеки оцінених ядерних даних [15] (тут варто відмітити, що в бібліотеці перерізи наведені для дискретних рівнів енергії, але така бібліотека може бути використана для безперервного по енергії представлення перерізів).

Метод Монте-Карло, який покладано в основу цього розрахункового коду – це числовий алгоритм, завдяки якому розв’язуються задачі із випадковими параметрами та залежністю від багатьох факторів, які неможливо точно прогнозувати, або описати математично. Випадкові значення параметрів генеруються багато разів при використанні цього методу, і на кожній ітерації виконується розрахунок відповідного виходу, чи результату. Ці результати потім аналізуються статистично для визначення ймовірності різних подій, або оцінок середнього значення результатів. Використовується цей метод для проведення розрахунків у багатьох галузях, зокрема фінансів, фізики, хімії, інженерії та інш. Корисність цього методу полягає в тому, що існують задачі які важко, або навіть неможливо розв’язати аналітично та детерміновано.

Серед переваг методу Монте-Карло можна привести такі властивості як: гнучкість при вирішенні різноманітних задач, які можуть бути описані за допомогою математичної моделі, ефективність, оскільки застосування цього методу дозволяє отримувати прийнятну точність результатів з обмеженням обчислювальних ресурсів (більш складні задачі потребують більших обчислювальних потужностей, які можуть бути недоступними). Структурних вимог в методі Монте-Карло не потрібно вивчати, оскільки дослідник працює із статистичними даними, що також додає гнучкості цьому методу. Проте є й недоліки цього методу серед яких можна навести: залежність від випадковості, складність розробки алгоритму, а також високий обчислювальний час.

Код *Serpent 2*, окрім розрахунку констант, має широкий спектр застосування:

- традиційне застосування у фізиці реакторів, розрахунки критичності, дослідження паливного циклу, моделювання дослідницьких реакторів, валідація детерміністичних транспортних кодів і т.д. [17], [18];
- мультифізичне моделювання, тобто моделювання в поєднанні з теплогідравлічними кодами, CFD кодами та кодами, що використовуються для розрахунку характеристик паливних циклів [19], [20];
- моделювання переносу нейтронів та фотонів для розрахунку потужності дози опромінення, радіаційного захисту, досліджень термоядерного синтезу та медичної фізики [21],[22], [23].

Слід зазначити, що код *Serpent* почав розроблятися як Монте-Карло інструмент по підготовці групових констант для дифузійних реакторних кодів. До сьогоднішнього дня, код *Serpent* успішно використовувався у підготовці групових констант для палива реакторів різних типів, в тому числі для реакторів ВВЕР різними науковими групами та промисловістю по всьому світі.

2.2. Загальний опис реакторної установки AP1000

Реакторна установка AP-1000 є легководним, двухконтурним реактором, аналогічно вітчизняним. Теплова потужність складає порядка 3400 МВт, заявлена електрична потужність порядка 1100-1200 МВт [1], режимні параметри (температура, тиск) 1го та 2го контурів не відрізняються сутт'єво від параметрів ВВЕР-1000. Сама компоновка реакторного острову виконана наступним чином, 2 петлі кожна налічує в собі дві холодні й одну гарячу нитки.

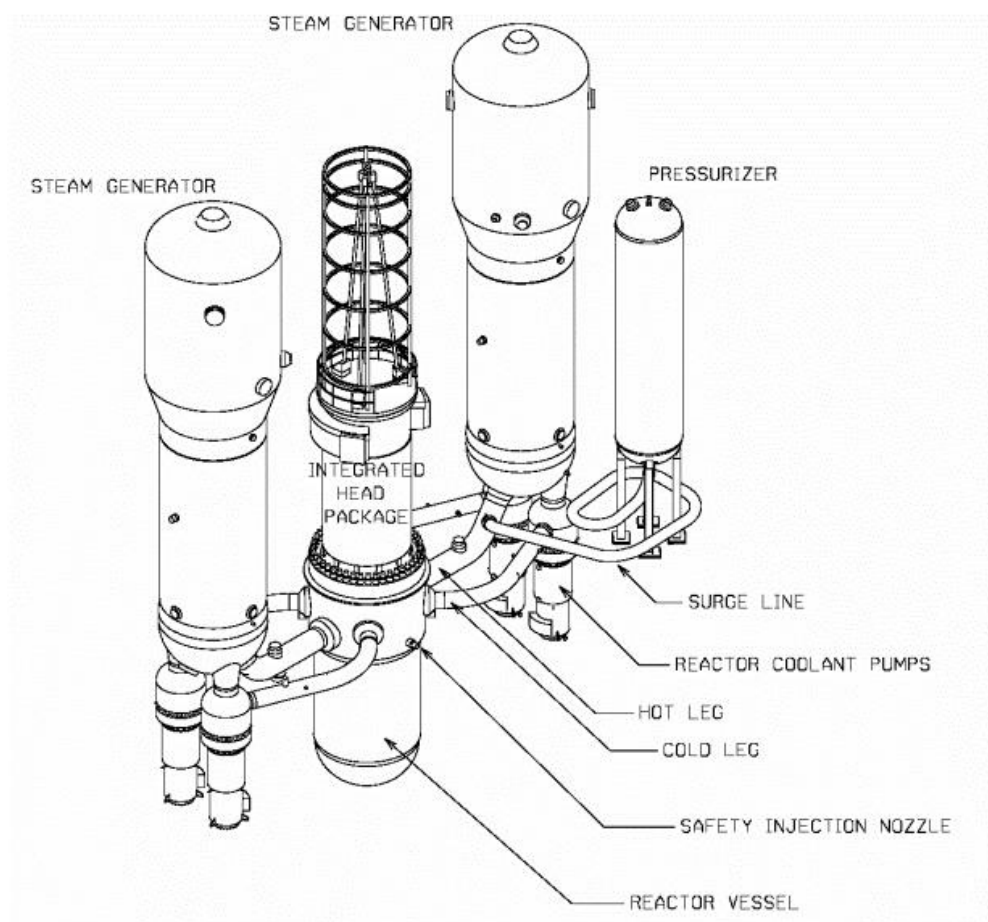


Рисунок 2.1 – Компоновка РУ AP-1000

Для передачі тепла з 1го контура в 2ий передбачено два парогенератора моделі Delta-125. ПГ виконано як U-трубний, вертикальний теплообмінник.

Труби виготовлені з матеріалу Inconel 690-TT, загальна кількість яких складає близько 10025 штук, температура живильної води порядку 226 °C. [40]

РУ пройшла процес ліцензування у національного регулятора США, згідно представленим результатам ІАБ US NRC, ЧПАЗ складає порядку $<5.09\text{E-}7$ /Реактор-рік, ЧВАВ складає порядку $< 5.94\text{E-}8$ /Реактор-рік, що відповідає вимогам до енергоблоків які плануються. На сьогодні збудовано чотири реактора AP1000 які знаходяться в експлуатації, два на об'єкті Санмень в провінції Чжецзян та ще два на об'єкті Хайян в провінції Шаньдун. Перший блок Sanmen розпочав комерційну експлуатацію в вересні 2018 року, а Haiyang 1 та Sanmen 2 вже в листопаді того ж року. Останнім розпочав експлуатацію блок Haiyang 2 в січні 2019 року. Крім того, дві установки AP1000 (Vogtle 3 та 4) знаходяться на етапі будівництва в Сполучених Штатах (ліцензія на будівництво була отримана шляхом комбінованого ліцензування на будівництво та введення в експлуатацію (COL)).

Принципи закладені в проектуванні енергоблоків з РУ AP1000 ґрунтуються на спрощенні здійснення будівництва, забезпечення максимального рівня безпеки шляхом інтегрування пасивних систем безпеки. Принцип пасивності було обрано з проектною точки зору для досягнення максимальних результатів під час проектного аналізу безпеки, з метою виконання функцій безпеки відповідними системами при повній втраті зовнішнього та місцевого електропостачання. Пасивні системи безпеки, як декларується розробником, здатні виконувати свої функції протягом 72 годин без додаткового джерела електропостачання. Розробник за мету поставив собі розробити системи здатні не тільки до приведення енергоблоку в контрольований стан у випадку розвитку аварії, а для автоматичного включення без втручання оператора для приведення та підтримання реакторної установки в контрольованому стані протягом як мінімум 72 годин.

Враховуючи вимоги принципу зниження радіаційного опромінення (ALARA) персоналу, конструкційно були реалізовані заходи задля

підтримання дози опромінення працівників на низькому рівні. В дизайн було закладено довжина взаємодії із іонізуючим випромінюванням, екранування, дистанція.

Враховуючі події на АЕС Фукусимі, усі системи пасивної безпеки енергоблоку AP1000 знаходяться всередині гермооболочки блоку, тому конструкція вважається розробником як автономна, оскільки важливі елементи для виконання функції безпеки захищені гермооболонкою та є самодостатніми з оглядку на необхідність енергоживлення з-зовні. Проте, варто все ж таки зазначити, що не дивлячись на пасивність систем безпеки, проектом передбачено наявність будівлі дизель-генератора на площадці.

2.2.1 Опис корпусу реактора

Корпус реактора складається з циліндричної секції з перехідним кільцем, напівсферичним дном, та знімна верхня напівсферична кришка з фланцем. Циліндричний перетин складається з двох оболонок, верхньої оболонки і нижня оболонка. Корпус реактора є границею захисної оболонки високого тиску яка використовується для підтримання на обмеження активної зони реактора. Ємність циліндрична як зазначається вище. Корпус реактора має довжину приблизно 12 метрів, та внутрішній діаметр активної зони 3.98 метрів. Поверхні, які можуть намокнути в результаті перевантаження палива покриваються зварною накладкою із нержавіючої сталі.

Оскільки енергоблок AP1000 планується експлуатувати протягом 60 років, корпус реактора спроектовано таким чином, щоб витримувати розрахункові умови навколишнього середовища (тиск – 17,1 МПа, та температура – 343 °C). [44]

З метою виключення можливості розвитку аварії по типу LOCA, спровокованого протічкою з корпусу реактора, в корпусі реактора відсутні проходи нижче за верхню частину активної зони.

Потік теплоносія надходить через впускний патрубок і направляється вниз через кільцевий простір між корпусом реактора та активної зони. Перед установкою внутрішніх елементів у корпус реактора в них монтуються напрямні шпильки верхня оболонка.

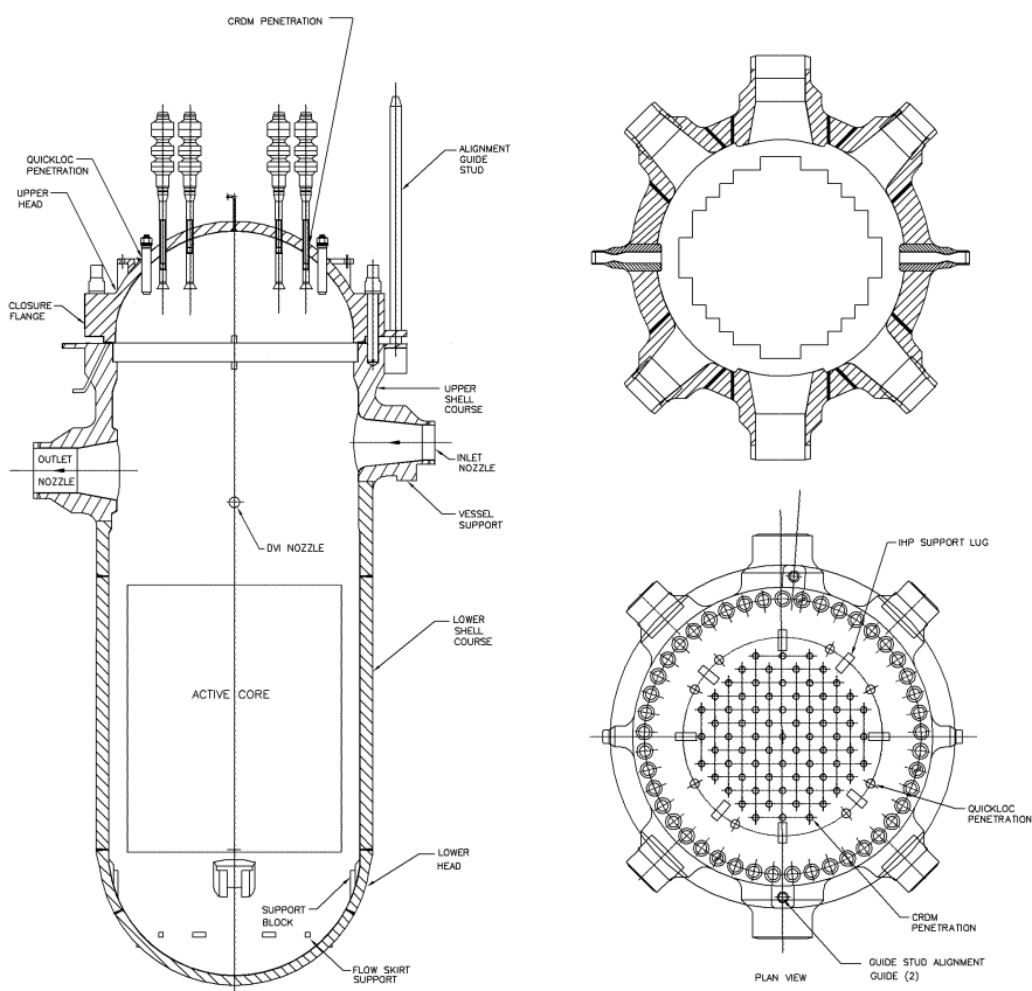


Рисунок 2.2 – Конструкція корпусу реактора AP1000

2.2.2 Опис активної зони AP1000

Активна зона реактора складається з певної кількості тепловиділяючих стрижнів, укріплених у пучках розпірними решітками та верхня і нижня фурнітура. Твели виготовлені з циліндричних трубок з цирконію, паливні таблетки на основі сплавів, що містять діоксид урану. Пучки, відомі як паливні збірки, є розташовані за схемою, яка наближається до правильного кругового циліндра. Кожна паливна збірка містить масив 17 x 17 ТВЕЛів, що номінально складається з 264 паливних стрижнів, 24 стрижнів керування кластером. [44]

Для початкового завантаження активної зони паливні стрижні в межах даної збірки мають однакове збагачення урану як в радіальній, так і в осьовій площинах. У ньому використовуються тепловиділяючі збірки трьох різних збагачень початкове навантаження на сердечник для встановлення сприятливого радіального розподілу потужності.

Дві області, що складаються з двох нижніх збагачень перемежуються, щоб утворити шаховий візерунок у центральній частині ядра. Третій регіон розташований по периферії ядра і містять найвище збагачення. Осьові ковдри, що складаються з редукованих паливних гранул збагачення, розміщене на кінцях стосу збагачених гранул, було розглянуто та може використовуватися у циклах перезавантаження. Осьові ковдри включені в основу конструкції для зменшення витоку нейтронів і поліпшити використання палива. Шаблони завантаження активної зони перезавантаження можуть використовувати різні методи керування паливом, зокрема Конструкції з низьким витоком, де паливо, що подається, розміщується в шаховому стилі у внутрішній частині ядра а збіднене паливо розміщується на периферії.

Середнє збагачення активної зони визначається кількістю матеріалу, що розщеплюється забезпечити бажані потреби в енергії. Фізика процесу вигорання така, що операція реактора зменшує кількість доступного палива через поглинання нейтронів Атоми U-235 та їх подальший поділ. Крім того,

процес поділу призводить до утворення продуктів поділу, деякі з яких легко поглинають нейтрони. Ці ефекти, виснаження і накопичення продуктів ділення, частково компенсується накопиченням плутонію.

Тому на початку будь-якого циклу резерв реактивності дорівнює вичерпанню палива, що розщеплюється, і накопичення продуктів поділу отруює менше накопичення палива, що розщеплюється над заданий цикл життя вбудований в реактор. Ця надлишкова реактивність контролюється знімним нейтронопоглинаючий матеріал у вигляді бору, розчиненого в теплоносії першого контуру, стрижень керування вставки, спалювані поглинаючі стрижні та/або цілісні паливні поглиначі (IFBA).

Кількість вигораючих стрижнів абсорбера та/або палива, що несе інтегральний абсорбер, може відрізнитися для різних активних зон конструкції, причому оптимальна довжина визначається на основі конкретної конструкції. Концентрацію розчинного поглинача нейтронів змінюють, щоб компенсувати зміни реактивності через вигорання палива, отруєння продуктами ділення, включаючи ксенон і самарій, горючий поглинач виснаження та зміна температури від холоду до робочого сповільнювача. Протягом всієї операційної діапазону CVS призначений для забезпечення змін у системі охолодження реактора (RCS) концентрація бору для компенсації ефектів реактивності виснаження палива, пікового вигорання ксенону та вимоги до розпаду та холодної зупинки борів. Горючі поглиначі стратегічно розташовані для забезпечення сприятливого радіального розподілу потужності та забезпечити негативний зворотний зв'язок реактивності.

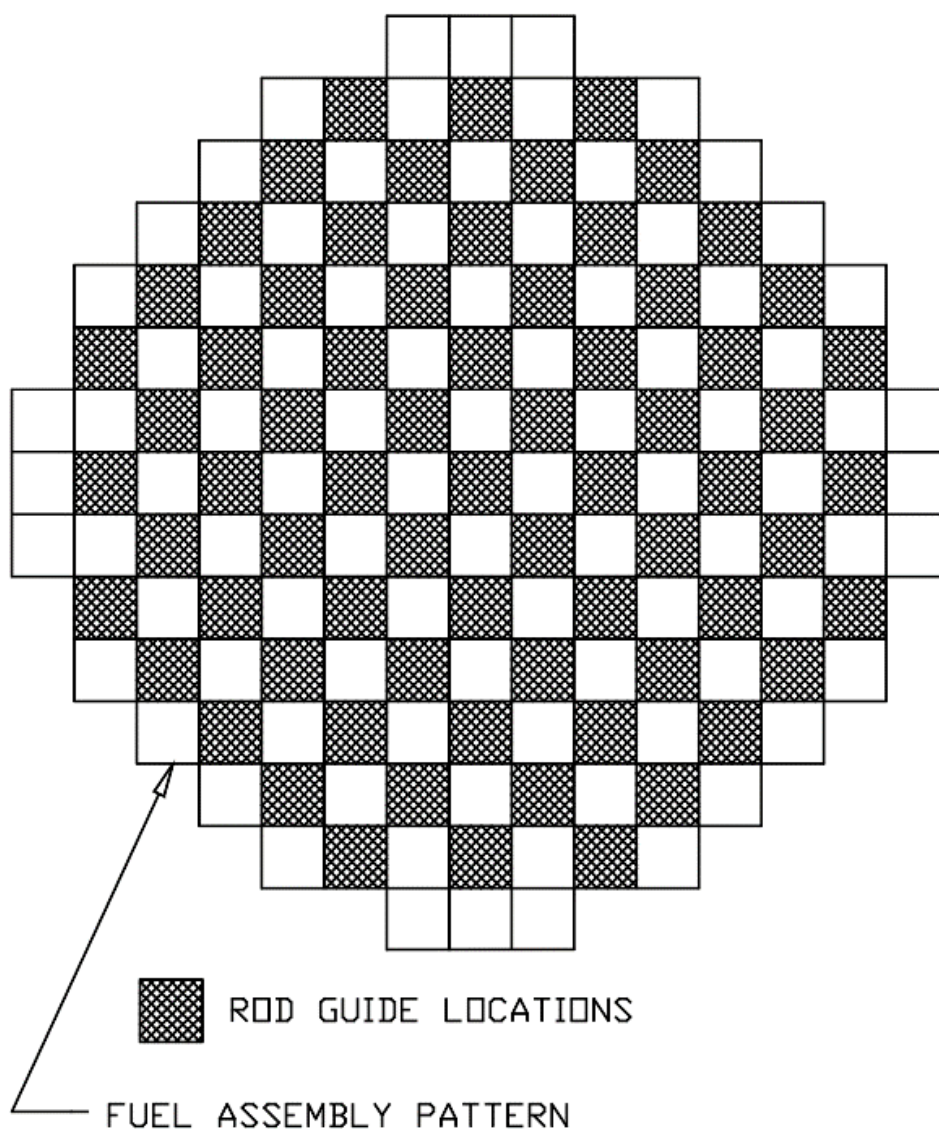


Рисунок 2.4 – Схематичний рисунок активної зони AP1000

2.2.3 Вигораючі поглиначі

Вигораючі поглиначі використовуються як поглиначі нейтронів під час експлуатації реакторної установки для зменшення реактивності та контролю пікових змін реактивності. Загалом, рахом з дискретними вигораючими поглиначами вдається компенсувати температурний коефіцієнт реактивності, тому він не настає позитивним.

На початку паливного циклу, вони зменшують необхідну кількість концентрації борного розчину в теплоносії. Таблетки із вигораючим паливом

представляє собою пігулки UO_2 які вкриті поглинаючим матеріалом товщиною в 0.00254 см. [40]

Таблиця 2.1 – Матеріали вигораючого поглинача [45]

Ізотоп	Вагова частка
B-10	0.0187
B-11	0.1713
Zr-90	0.416745
Zr-91	0.090882
Zr-92	0.138915
Zr-94	0.140778
Zr-96	0.02268

2.2.4 Органи регулювання системи управління захисту AP1000

Органи регулювання СУЗ AP1000 призначений для:

- Необхідний запас реактивності в стані гарячого зупину
- Компенсація реактивності в результаті збільшення потужності
- Незаплановані коливання концентрації бору, температури охолоджуючої рідини або концентрації ксенону
- Зміни реактивності внаслідок зміни навантаження

Визначення межі введення використовує консервативний метод розподіл ксенону та форми осьової потужності. Крім того, вузол управління стрижнем кластера модель вилучення, визначена в результаті аналізів, використовується для визначення коефіцієнтів розподілу потужності і у визначенні максимальної вартості виштовхування вузла керування кластером вставлених стрижнів нещасний випадок. Для подальшого обговорення зверніться до технічних специфікацій обмежень введення стрижня. Перед зняттям керування та АО

знімаються вузли керування кластером відключення банків ініціюється. Підхід до критичного рівня починається за допомогою хімічного контролю та контролю об'єму систему для встановлення відповідної концентрації бору на основі розрахункового критичного стану потім зняття банку АО вище межі введення нульової потужності та, нарешті, зняття контролювати банки послідовно.

2.2.5 Ядерне паливо

Паливо вироблено з діоксиду урану (UO_2) які мають форму паливної таблетки з густиною 10.46 г/см^3 . Було використано три ізотопи кисню: О-16, О-17, О-18. Вони також були використані для моделювання води. Збагачення для U-235 було прийнято як 4.45%.

Таблиця 2.2 – Ізотопний склад палива

Ізотоп	U-235 (4.45%)
	Атом/барн-см
U-234	8.45122188E-06
U-235	1.05189486E-03
U-238	2.2295932E-02
O-16	4.66881303E-02
O-17	1.77482338E-05

2.2.6 Матеріал оболонки ТВЕЛ

Для оболонки ТВЕЛ використовується матеріал ZIRLO™, сплав цирконію, який було розроблено компанією Вестінггаузом, шляхом модифікації сплаву Цирконію-4 додаванням Ніобію. [46] Цей матеріал використовується як оболонка для ТВЕЛ, направляючих труб. Густина ZIRLO була прийнята такою самою як й в Цирконії-4, тобто 6.55 г/см^3 .

Таблиця 2.3 – Склад компонентів оболонки ТВЕЛ

Елемент	Вагова частка
Sn	0.0067
Fe	0.001
Nb	0.01
O	0.0012
Zr	0.9811

2.2.7 Конструкційна сталь

У моделі розглядалися два типи сталі. Перший – Type 304 SS (Нержавіюча сталь), і це конструкційний матеріал, який використовується для облицювання в RCCA, GRCA та стрижні Pyrex. Він також служить сурогатом матеріалу поглинача нейтронів у 12 із 24 сірих паличок у GRCA [44]. Матеріал використовувався в реакторі а також кожух керна та колонковий ствол [44].

Таблиця 2.4 – Склад матеріалу SA-508

Елемент	Вагова частка
C	0.0019
Si	0.0008
Mn	0.0135
P	0.00006
S	0.00002
Ni	0.0082
Cr	0.0017
Mo	0.0051
Fe	0.96872

2.2.8 Борована вода

Легка вода (H_2O) служить теплоносієм і сповільнювачем у реакторі PWR. Вона знаходиться під тиском ~ 155 бар, а його температура знаходиться в діапазоні $260\text{--}315$ °C [40]. Три ізотопні склади води застосовувалися – перший з H-2 і O-17, другий без O-17 і третій без O-17 і H-2. Перший - еталонний склад для всіх розрахунків.

Вода була змодельована як молекула з одним атомом кисню та двома атомами водню з природним вмістом ізотопів, взятим з [40] і відтвореним у таблиці 9. Бор у формі борної кислоти ($B(OH)_3$) додається до води як розчинний нейтрон поглинач для підтримки реактора в критичному стані і придушення надлишкової реактивності. Загальноприйнятою практикою є те, що борна кислота в борованій воді моделюється лише термінами атомів бору – групою $(OH)_3$ нехтують, оскільки її концентрації незначні. Для змішування матеріалів необхідно було лише забезпечити густину води, концентрацію бору та ізотопний склад.

2.3 Геометрія

Наступним етапом після визначення матеріалів, їх компонентів та щільності це розробка геометрії активної зони, реакторної установки та останній етап це розробка моделі реакторної установки разом із біологічним захистом. В рамках дослідження було визначено, що модель буде обмежена двохмірним простіром. В коді Serpent існує функція “pin” яка дозволяє сформувати активну зону при меншій затрати часу. Отже, в першу чергу було описано «pin», тобто ТВЕЛ. Наступним кроком було формування ТВЗ з ТВЕЛів, закріплення чітких геометричних розмірів. Після цього, як ТВЗ були сформовані, була сформована активна зона та реакторна установка в цілому. Останній етап – об’єднання реакторної установки та біологічного захисту в одну модель.

2.3.1 Паливо та вигораючі поглиначі

В моделі присутні декілька видів «ріп», зокрема це паливо (діоксид урану), якого зображено на рисунку 2.5.

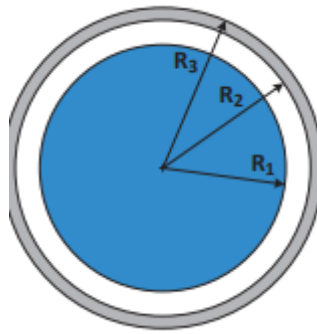


Рисунок 2.5 – Паливний стрижень. (R_1 – UO_2 , R_2 – Гелій, R_3 – ZIRLO)

Вигораючі поглиначі містять діоксид урану та додатковий шар ZrBr_2 . Зображення стрижня із вигораючим поглиначем продемонстровано на рисунку 2.6.

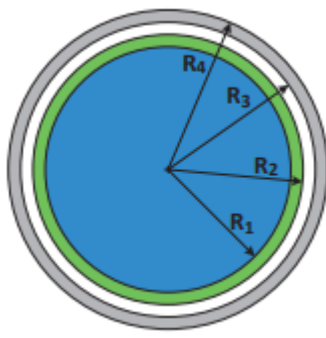


Рисунок 2.6 – Стрижень з вигораючим поглиначем (R_1 – UO_2 , R_2 – ZrBr_2 , R_3 – Гелій, R_4 – ZIRLO)

2.3.2 Направляючі труби та вимірювальні пристрої

Було зроблено припущення для спрощення розрахунку, що направляючі труби та вимірювальні є однаковими, та в вимірювальних пристроях відсутні

детектори. Рисунок зображення відповідних стрижнів продемонстровано на рисунку 2.7.

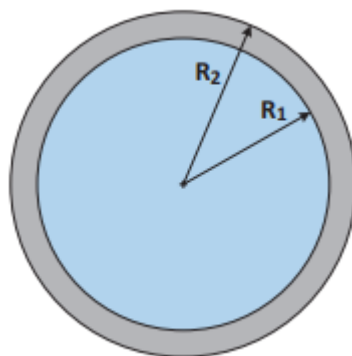
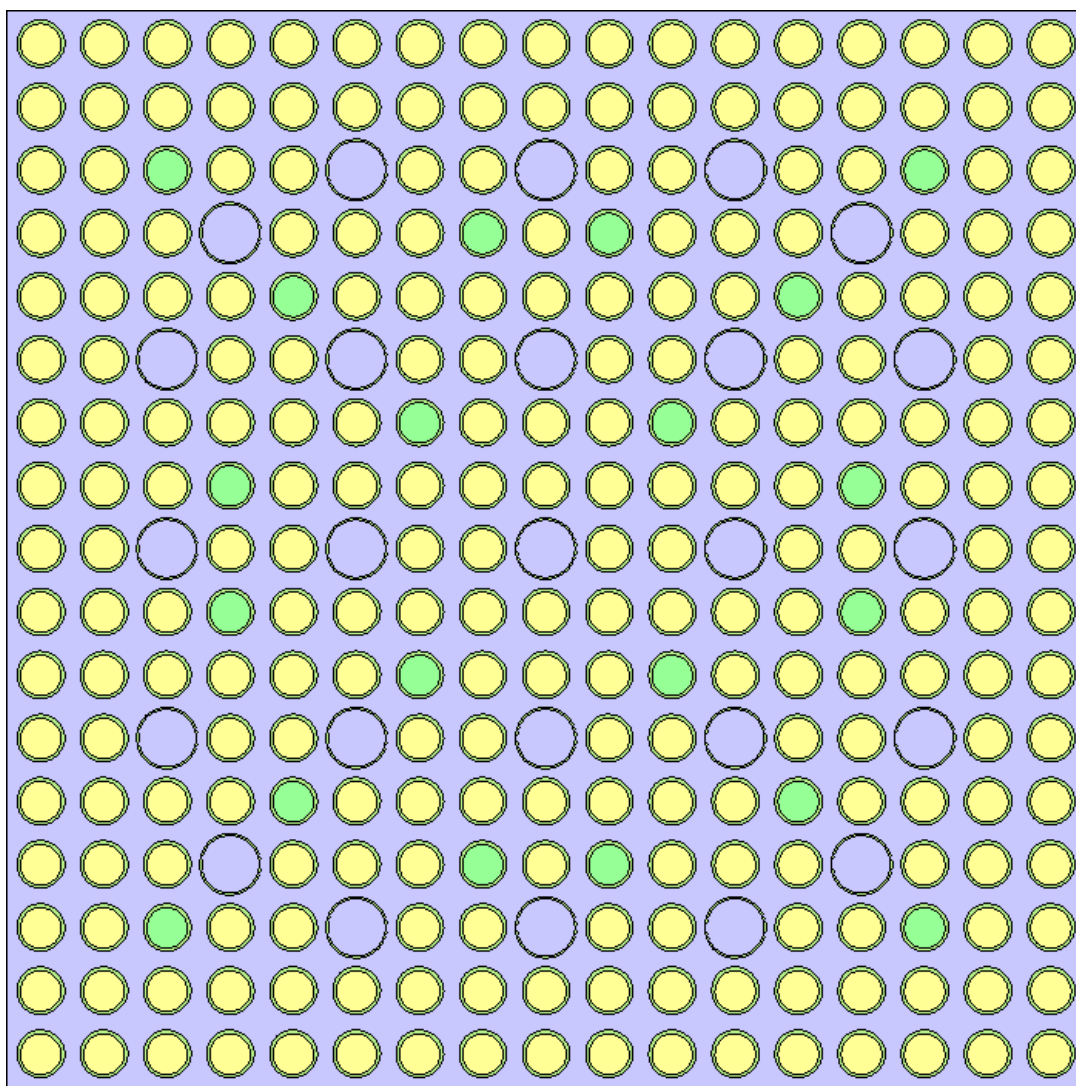


Рисунок 2.7 – Порожній стрижень (всередині знаходиться вода)

2.3.3 Тепловиділяюча збірка

Як зазначалось вище, наступним кроком після опису відповідних стрижнів є компонування ТВЗ. Відповідний рисунок ТВЗ буде показано пізніше. ТВЗ для AP1000 має розміри 17x17, квадратну форму, що є типовим для американських реакторів.

ТВЗ з ОР СУЗ можна розбити на дві категорії: регулюючі та для зупинки реактора. Регулюючі відповідно виконують роль регулювання потужності та реактивності під час експлуатації. На рисунку 2.8 зображено змодельована Serpent модель ТВЗ.



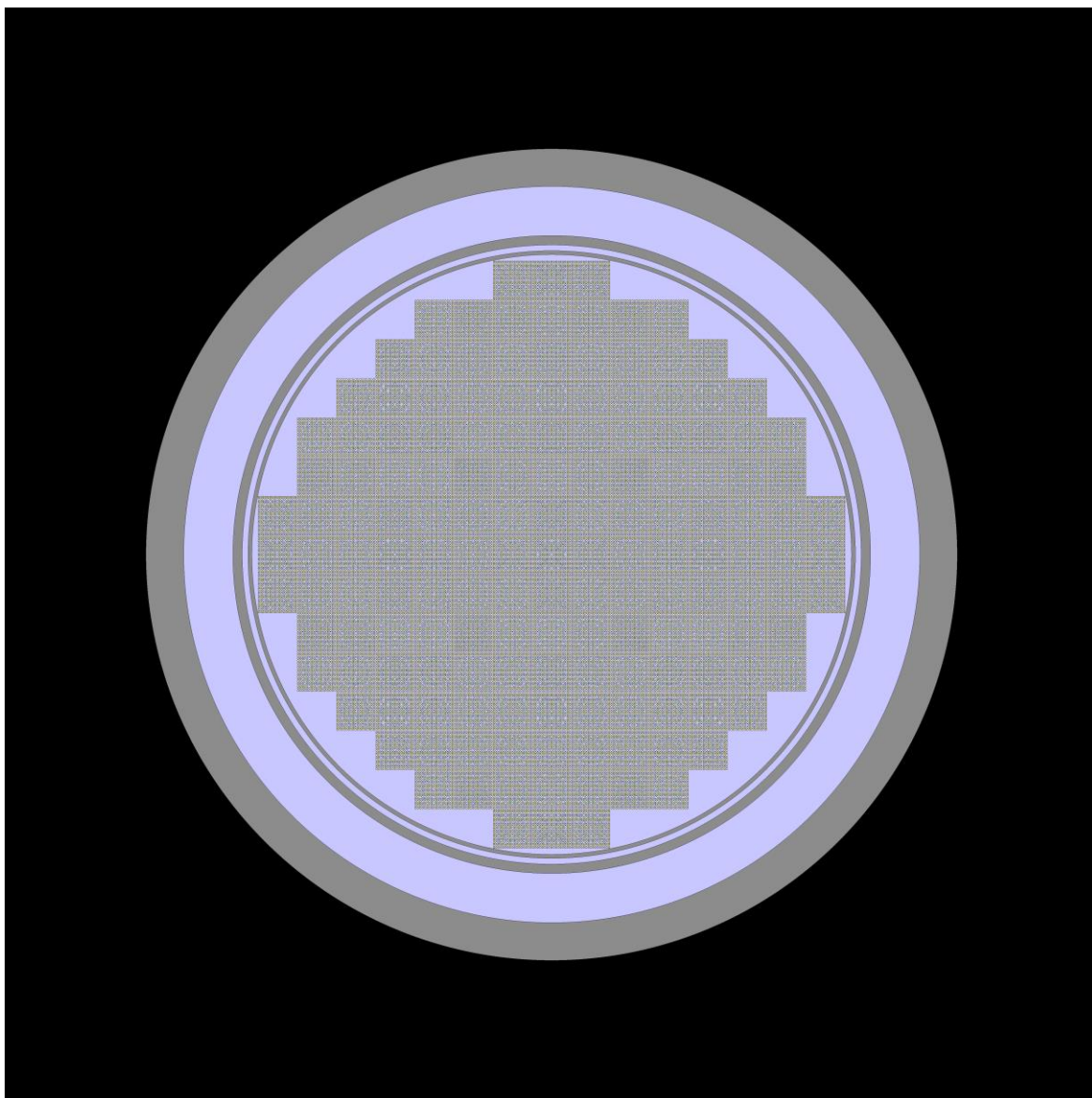


Рисунок 2.9 – Реакторна установка AP1000

2.4 Висновок до розділу

В якості інструменту для проведення нейтроно-фізичного розрахунку було обрано код Serpent який працює за методом Монте-Карло.

Було проаналізована технічна документація, яка стосується реакторної установки AP1000, враховуючи геометрію активної зони та ТВЗ. Також, відповідно як необхідність для розрахунку були проаналізовані матеріали які використовуються в конструкційних елементах AP1000.

Вирішено було моделювати в двохмірній площині, оскільки для проведення розрахунку з метою отримання результатів необхідних в рамках дослідження достатньо буде радіального розподілу флюенсу нейтронів від реакторної установки AP1000.

Враховуючи, що задачею розрахунку є вимірювання поля нейтронів за межами реакторної установки, то були зроблені певні спрощення. ТВЗ моделювалась без врахування усіх конструкційних елементів, хоча вигораючі поглиначі та присутність бору в теплоносії враховувалась.

Перед проведенням розрахунку, було перевірено як Serpent зібрав задану геометрію, а також запущено тестовий розрахунок. Після перевірки моделі, було прийнято рішення про перехід до безпосередньо здійснення нейтроно-фізичного розрахунку.

3 РОЗРАХУНОК ГУСТИНА ПОТОКУ НЕЙТРОНІВ В БЕТОНІ БІОЛОГІЧНОГО ЗАХИСТУ РУ AP1000

3.1 Моделювання геометрії AP1000

Відразу після задання усіх необхідних параметрів моделі, було запущено модель з метою перевірки правильності побудови її геометрії. Оскільки, для моделювання були відсутні певні відомості, було зроблено ряд спрощень. В рамках дослідження також, було вирішено проводити моделювання у двохмірній площині з метою дослідження густини потоку нейтронів в радіальному напрямку. Певні конструкційні елементи також було спрощено, було вирішено закцентувати увагу на тому, що відбувається в бетоні біологічного захисту. Відповідний рисунок геометрії змодельованої в Serpent наведено нижче на рисунку 3.1.

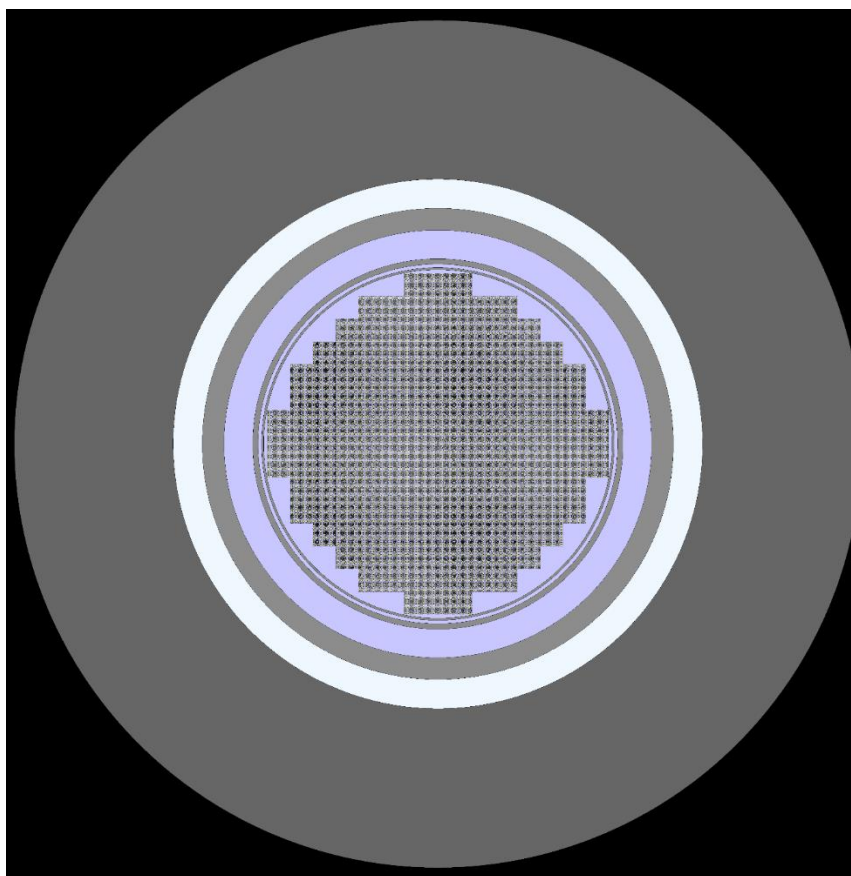


Рисунок 3.1 – Геометрія розрахункової моделі

Простір між корпусом реактора та бетоном біологічного захисту було заповнено повітрям. Товщина біологічного захисту складає 3 метри. Внутрішній простір реакторної установки було заповнено водою з бором. Детектори с кроком в 1 см були розміщені спочатку в кільцевому просторі біологічного захисту, потім площа детектування починалась від внутрішнього радіусу стінки корпусу реактора до товщини 1 метра вглиб бетону біологічного захисту. Заміри проводились як з охопом всього кільцевого простіру, з врахуванням кільцевого сектору 45° та 90° .

3.2. Нейтроно-фізичний розрахунок

Популяцію нейтронів як один з початкових параметрів розрахунку було задано в кількості 100 000, з 500 активними циклами та 50 неактивними циклами, з 3 ітераціями. Реєстрація нейтронів відбувалась на відстані від 250-280 см від центру активної зони, відповідно товщина біологічного захисту яка досліджувалась склала 30 см. В розрахунку використовувався барітний бетон та бетон з додаванням базальт-борної фібри. Густина барітного бетону складає 3.35 г/см^3 , його ізотопний склад наведено в таблиці 3.1. Густина базальт-борної фібри складає 2.225 г/см^3 , додавання B_2O_3 складає 12%.

Таблиця 3.1 Склад барітного бетону

Ізотоп	Масова густина (г/см^3)
H-1	3.584E-03
H-2	8.239E-07
O-16	3.114E-01
O-17	1.25E-04
Mg-24	9.315E-04
Mg-25	1.228E-04
Mg-26	1.406E-04

Продовження таблиці 3.1

Al-27	4.183E-03
Si-28	9.606E-03
S-32	1.0215E-01
Ca-40	4.851E-02
Ca-42	3.339E-04
Fe-54	2.681E-03
Fe-56	4.365E-04
Ba-130	4.646E-04
Ba-134	1.092E-02
Ba-135	3.0008E-02

Спочатку було пораховано густина потоку нейтронів під час проходження шару барітного бетону з додаванням базальт-борної фібри 12% товщиною 30 см.

Таблиця 3.2 – Радіальний розподіл флюенсу нейтронів

Радіус [см]	Густина потоку нейтронів [н/см ² ·с]	Похибка [%]
250.5	4.68E+08	0.02331
251.5	4.39E+08	0.02331
252.5	4.10E+08	0.0233
253.5	3.81E+08	0.02341
254.5	3.53E+08	0.02347
255.5	3.27E+08	0.0234
256.5	3.02E+08	0.02335
257.5	2.79E+08	0.02337
258.5	2.56E+08	0.02336
259.5	2.35E+08	0.0234

Продовження таблиці 3.2

260.5	2.16E+08	0.02341
261.5	1.97E+08	0.02352
262.5	1.79E+08	0.02358
263.5	1.64E+08	0.02351
264.5	1.49E+08	0.02363
265.5	1.36E+08	0.0236
266.5	1.23E+08	0.02365
267.5	1.12E+08	0.02356
268.5	1.01E+08	0.02337
269.5	9.16E+07	0.02351
270.5	8.30E+07	0.02337
271.5	7.45E+07	0.02389
272.5	6.74E+07	0.02338
273.5	6.10E+07	0.02339
274.5	5.46E+07	0.02386
275.5	4.91E+07	0.02387
276.5	4.40E+07	0.02394
277.5	3.96E+07	0.02409
278.5	3.55E+07	0.02484
279.5	3.20E+07	0.02463

В таблиці 3.2 приведено розрахунок радіального розподілу густини потоку нейтронів. Детектор в цьому випадку реєстрував випромінювання тільки в бетоні біологічного захисту, на товщині 30 см. З проходженням товщи бетону, нейтроне випромінювання зменшується на цілу ступінь.

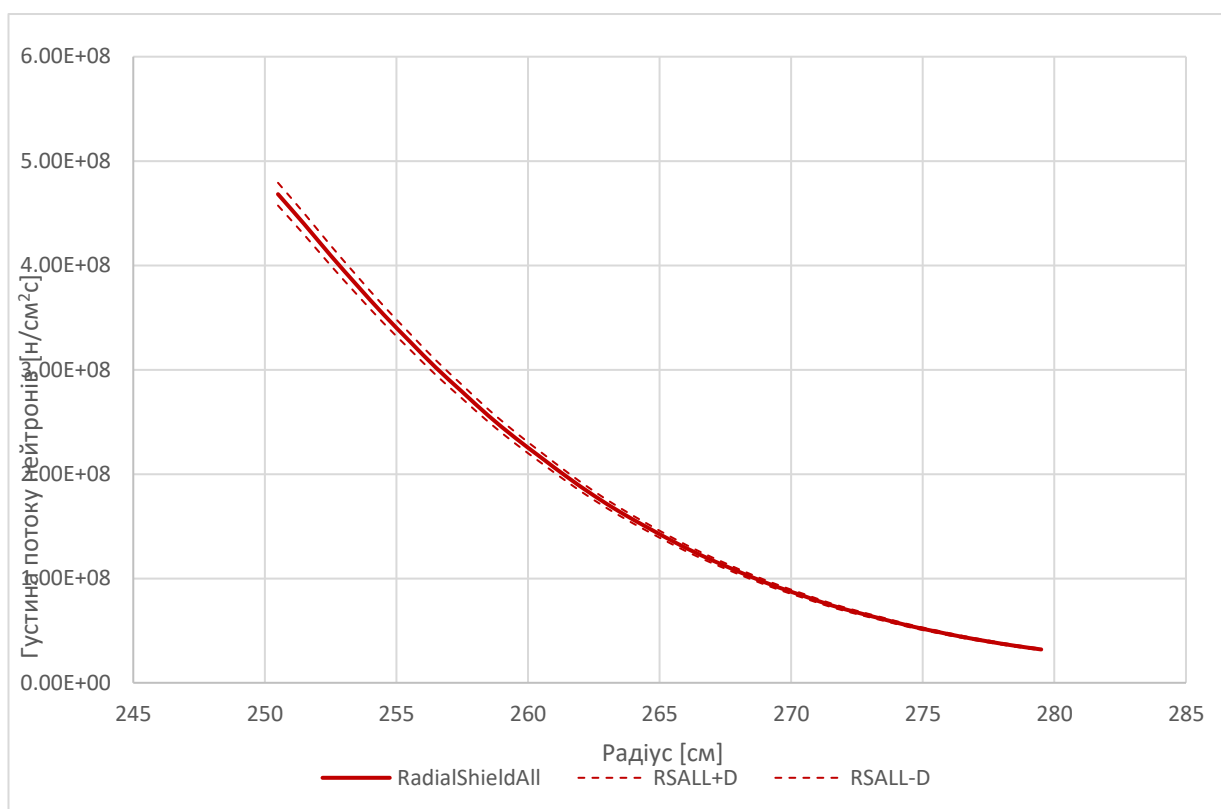


Рисунок 3.2 – Радіальний розподіл густини потоку нейтронів

Також детектори були налаштовані на вимірювання флюенсу нейтронів з поділом біологічного захисту на відповідні сектори за кутами. Один з поділів Б – склав 90° , В - 45° .

Таблиця 3.3 – Радіальний розподіл флюенсу нейтроноів за кутом 45°

Радіус [см]	Густина потоку нейтронів [н/см ² ·с]	Похибка [%]
250.5	4.80E+08	0.07111
251.5	4.76E+08	0.07241
252.5	4.49E+08	0.07259
253.5	4.22E+08	0.07343
254.5	3.92E+08	0.07348
255.5	3.64E+08	0.07348
256.5	3.38E+08	0.07399
257.5	3.11E+08	0.07402

Продовження таблиці 3.3

258.5	2.87E+08	0.07401
259.5	2.62E+08	0.07411
260.5	2.43E+08	0.07428
261.5	2.24E+08	0.07481
262.5	2.05E+08	0.07531
263.5	1.86E+08	0.0748
264.5	1.69E+08	0.07492
265.5	1.55E+08	0.07507
266.5	1.41E+08	0.07502
267.5	1.28E+08	0.07543
268.5	1.16E+08	0.07579
269.5	1.05E+08	0.0754
270.5	9.46E+07	0.07579
271.5	8.57E+07	0.07549
272.5	7.72E+07	0.07535
273.5	6.93E+07	0.07597
274.5	6.28E+07	0.07621
275.5	5.63E+07	0.07711
276.5	5.03E+07	0.07671
277.5	4.59E+07	0.07797
278.5	4.10E+07	0.07781
279.5	3.71E+07	0.07867

Таблиця 3.4 – Радіальний розподіл флюенсу нейтронів в секторі 90°

Радіус [см]	Густина потоку нейтронів [н/см ² ·с]	Похибка [%]
250.5	6.56E+08	0.03519
251.5	6.06E+08	0.03577

Продовження таблиці 3.4

252.5	5.64E+08	0.03602
253.5	5.21E+08	0.0363
254.5	4.82E+08	0.03632
255.5	4.44E+08	0.03638
256.5	4.10E+08	0.0364
257.5	3.76E+08	0.03664
258.5	3.45E+08	0.03678
259.5	3.16E+08	0.03683
260.5	2.89E+08	0.03683
261.5	2.64E+08	0.03733
262.5	2.41E+08	0.0372
263.5	2.18E+08	0.03748
264.5	1.99E+08	0.03761
265.5	1.81E+08	0.03779
266.5	1.63E+08	0.03804
267.5	1.49E+08	0.03817
268.5	1.35E+08	0.0381
269.5	1.22E+08	0.03818
270.5	1.10E+08	0.03836
271.5	9.82E+07	0.03847
272.5	8.90E+07	0.03886
273.5	8.03E+07	0.03913
274.5	7.23E+07	0.0394
275.5	6.53E+07	0.04039
276.5	5.79E+07	0.04013
277.5	5.16E+07	0.04037
278.5	4.69E+07	0.04014
279.5	4.22E+07	0.04037

За результатами розрахунку, найбільша густина потоку нейтронів виявилась при поділу сектору на 90° , значення при розрахунку всього кільця, та 45° приблизно корелюють між собою. Результати отримані для базальт-борної фібри в цілому є прийнятними, похибка детекторів не перевищувала за 7%, дані в цілому співпадають з отриманими дослідниками в попередніх дослідженнях.

Наступний розрахунок виконувався з використанням барітного бетону без додавання базальт-борної фібри, результати досліджень були проаналізовані в тому числі у порівнянні з додаванням базальт-борної фібри.

3.2.1 Повний розрахунок потоку нейтронів

Детектори були розміщені в радіальному розподілу від внутрішнього радіусу корпусу реактора до 1 метра товщини бетону біологічного захисту. Результати оброблювались з врахуванням геометрії нейтроно-фізичної моделі, розрахунок проводився з барітним бетоном окремо та з додаванням 12% базальт-борної фібри. Початковий радіус склав 200 см, а кінцевий 350 радіус детектування. Площадь детектування складала в першому варіанті весь кільцевий сектор (варіант А), в другому під кутом 90° (варіант Б) та в третьому 45° (варіант В). При проведенні повного розрахунку потоку нейтронів, очікується, що результати варіанту А будуть знаходитись між варіантом Б, та варіантом В.

3.2.1.1 Барітний бетон

Нижче наведено результати з використанням чистого барітного бетону в якості бетону біологічного захисту.

Таблиця 3.5 – Розподіл потоку нейтронів, варіант А

Радіус [см]	Густина потоку нейтронів [н/см ² с]	Похибка [%]
200.5	8.97E+08	0.0124
201.5	7.24E+08	0.01297
202.5	5.58E+08	0.01379
203.5	4.64E+08	0.01437
204.5	4.08E+08	0.01463
205.5	3.67E+08	0.01494
206.5	3.39E+08	0.01534
207.5	3.14E+08	0.0155
208.5	2.93E+08	0.01564
209.5	2.76E+08	0.01578
210.5	2.58E+08	0.01576
211.5	2.45E+08	0.01589
212.5	2.29E+08	0.01576
213.5	2.15E+08	0.01604
214.5	2.02E+08	0.01597
215.5	1.89E+08	0.01612
216.5	1.77E+08	0.01633
217.5	1.66E+08	0.01641
218.5	1.55E+08	0.01627
219.5	1.45E+08	0.01652
220.5	1.36E+08	0.01634
221.5	1.29E+08	0.01645
222.5	1.27E+08	0.01671
223.5	1.26E+08	0.01667
224.5	1.26E+08	0.01681

Продовження таблиці 3.5

225.5	1.25E+08	0.01662
226.5	1.26E+08	0.01696
227.5	1.26E+08	0.01679
228.5	1.25E+08	0.01635
229.5	1.25E+08	0.01661
230.5	1.25E+08	0.01663
231.5	1.25E+08	0.01671
232.5	1.25E+08	0.01677
233.5	1.25E+08	0.01653
234.5	1.25E+08	0.01669
235.5	1.25E+08	0.01663
236.5	1.24E+08	0.01655
237.5	1.25E+08	0.01657
238.5	1.25E+08	0.01663
239.5	1.24E+08	0.01662
240.5	1.24E+08	0.01659
241.5	1.25E+08	0.01648
242.5	1.25E+08	0.01635
243.5	1.25E+08	0.01695
244.5	1.25E+08	0.01647
245.5	1.25E+08	0.01668
246.5	1.25E+08	0.01641
247.5	1.25E+08	0.01633
248.5	1.24E+08	0.01661
249.5	1.25E+08	0.01658
250.5	1.22E+08	0.0164
251.5	1.17E+08	0.01643
252.5	1.11E+08	0.01647

Продовження таблиці 3.5

253.5	1.05E+08	0.01648
254.5	9.90E+07	0.01643
255.5	9.33E+07	0.01645
256.5	8.78E+07	0.0166
257.5	8.24E+07	0.01663
258.5	7.75E+07	0.01659
259.5	7.24E+07	0.01662
260.5	6.78E+07	0.01661
261.5	6.31E+07	0.01666
262.5	5.89E+07	0.01661
263.5	5.48E+07	0.01664
264.5	5.09E+07	0.01666
265.5	4.71E+07	0.01661
266.5	4.37E+07	0.01667
267.5	4.03E+07	0.01661
268.5	3.73E+07	0.01673
269.5	3.46E+07	0.0168
270.5	3.18E+07	0.01679
271.5	2.93E+07	0.01679
272.5	2.69E+07	0.01675
273.5	2.47E+07	0.01678
274.5	2.26E+07	0.01679
275.5	2.08E+07	0.01688
276.5	1.90E+07	0.01691
277.5	1.74E+07	0.01705
278.5	1.58E+07	0.0171
279.5	1.45E+07	0.01713
280.5	1.32E+07	0.01719

Продовження таблиці 3.5

281.5	1.21E+07	0.01731
282.5	1.10E+07	0.01739
283.5	1.00E+07	0.01736
284.5	9.12E+06	0.01765
285.5	8.29E+06	0.01771
286.5	7.54E+06	0.01756
287.5	6.86E+06	0.01764
288.5	6.19E+06	0.01763
289.5	5.62E+06	0.01771
290.5	5.10E+06	0.01802
291.5	4.63E+06	0.0182
292.5	4.18E+06	0.01812
293.5	3.79E+06	0.01797
294.5	3.43E+06	0.01828
295.5	3.10E+06	0.01834
296.5	2.80E+06	0.01846
297.5	2.52E+06	0.01873
298.5	2.29E+06	0.01847
299.5	2.06E+06	0.01855
300.5	1.86E+06	0.01861
301.5	1.67E+06	0.01876
302.5	1.51E+06	0.01877
303.5	1.37E+06	0.01897
304.5	1.23E+06	0.01894
305.5	1.11E+06	0.01916
306.5	1.01E+06	0.01907
307.5	9.05E+05	0.01937
308.5	8.16E+05	0.01963

Продовження таблиці 3.5

309.5	7.36E+05	0.01967
310.5	6.60E+05	0.01984
311.5	5.95E+05	0.01975
312.5	5.34E+05	0.01997
313.5	4.84E+05	0.02018
314.5	4.36E+05	0.02036
315.5	3.93E+05	0.02046
316.5	3.55E+05	0.02062
317.5	3.18E+05	0.02072
318.5	2.88E+05	0.02098
319.5	2.58E+05	0.02087
320.5	2.33E+05	0.02109
321.5	2.09E+05	0.02142
322.5	1.89E+05	0.02159
323.5	1.69E+05	0.02154
324.5	1.53E+05	0.02185
325.5	1.38E+05	0.02212
326.5	1.24E+05	0.02221
327.5	1.12E+05	0.02221
328.5	1.01E+05	0.02241
329.5	9.09E+04	0.02281
330.5	8.18E+04	0.02298
331.5	7.40E+04	0.02331
332.5	6.66E+04	0.02372
333.5	6.00E+04	0.02389
334.5	5.39E+04	0.02427
335.5	4.87E+04	0.02439
336.5	4.39E+04	0.02461

Продовження таблиці 3.5

337.5	3.97E+04	0.02492
338.5	3.58E+04	0.02504
339.5	3.23E+04	0.02552
340.5	2.91E+04	0.02582
341.5	2.62E+04	0.02616
342.5	2.37E+04	0.02639
343.5	2.14E+04	0.02663
344.5	1.94E+04	0.02698
345.5	1.76E+04	0.02721
346.5	1.59E+04	0.02758
347.5	1.44E+04	0.02775
348.5	1.30E+04	0.02823
349.5	1.18E+04	0.02849

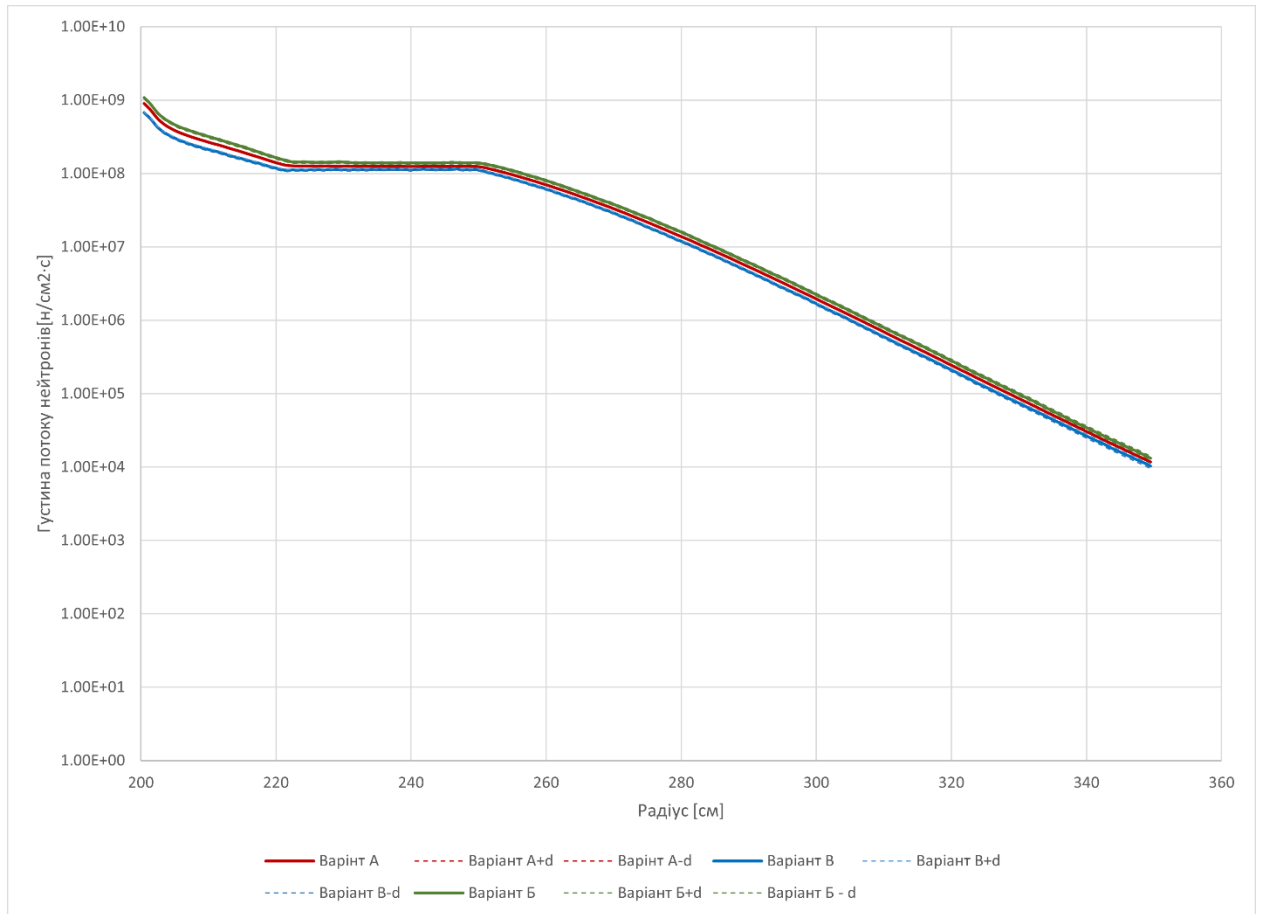


Рисунок 3.3 – Розподіл потоку нейтронів в радіальному напрямку (d – похибка)

Результати які були отримані в кінці розрахунку, свідчать, що при досягненні бетону біологічного захисту потік нейтронів складає приблизно $1.22\text{E}+08$. При порівнянні результатів дослідження з аналогічним дослідженням по ВВЕР-1000, результати в цілому співпадають, як й тренд поводження графіку. Оскільки в шахті реактора є тільки повітря, потік нейтронів стає більш стабільним та не змінюється в цілому. При досягненні бетону біологічного захисту, флюенс нейтронів починає більш стрімко зменшуватись. При досягненні товщини бетону в 1 м, флюенс нейтронів складає $1.18\text{E}+04$. В таблиці 3.4 наведено розподіл потоку нейтронів по всьому кільцевому просторі. Максимальна похибка розрахунку склала 7%, що є прийнятним. В наступних дослідженнях можливо більш детально змодельовати реакторну установку AP1000 включно з трьохмірним простіром. Як очікувалось, результати розрахунку за варіантом А, де площа

детектування знаходиться по всьому кільцевому секторі, будуть знаходитись між варіантом Б та В.

Моделювання було продовжено вже з задійсненням барітного бетону з додаванням базальт-борної фібри 12%.

3.2.1.2 Базальт-борна фібра

Наступний розрахунок було проведено вже з використанням ББФ 12%, принцип розміщення детекторів залишився таким же чином, як й параметри попереднього розрахунку. Було проведено 3 ітерації, з 100 000 нейтроною популяцією та 500 активними циклами й 50 неактивними. Нижче наведено результати розрахунку.

Таблиця 3.6 – Результати розрахунку потоку нейтронів, варіант А

Радіус [см]	Густина потоку нейтронів [н/см ² с]	Похибка [%]
200.5	8.96E+08	0.01294
201.5	7.18E+08	0.01328
202.5	5.52E+08	0.01402
203.5	4.60E+08	0.01441
204.5	4.02E+08	0.0147
205.5	3.63E+08	0.01473
206.5	3.33E+08	0.01487
207.5	3.09E+08	0.01509
208.5	2.89E+08	0.0152
209.5	2.72E+08	0.01529
210.5	2.55E+08	0.01539
211.5	2.40E+08	0.0155
212.5	2.26E+08	0.01556
213.5	2.11E+08	0.01565

Продовження таблиці 3.6

214.5	1.99E+08	0.01565
215.5	1.87E+08	0.01568
216.5	1.75E+08	0.01574
217.5	1.64E+08	0.0156
218.5	1.53E+08	0.01589
219.5	1.42E+08	0.0158
220.5	1.33E+08	0.01588
221.5	1.24E+08	0.016
222.5	1.18E+08	0.01613
223.5	1.17E+08	0.01603
224.5	1.16E+08	0.01623
225.5	1.16E+08	0.01619
226.5	1.16E+08	0.01628
227.5	1.16E+08	0.01638
228.5	1.15E+08	0.01611
229.5	1.15E+08	0.01607
230.5	1.15E+08	0.01615
231.5	1.15E+08	0.01605
232.5	1.15E+08	0.01617
233.5	1.15E+08	0.01615
234.5	1.15E+08	0.01607
235.5	1.15E+08	0.01614
236.5	1.15E+08	0.01604
237.5	1.15E+08	0.01601
238.5	1.14E+08	0.01589
239.5	1.14E+08	0.01593
240.5	1.14E+08	0.01606
241.5	1.14E+08	0.01609

Продовження таблиці 3.6

242.5	1.15E+08	0.01606
243.5	1.14E+08	0.01608
244.5	1.14E+08	0.01594
245.5	1.14E+08	0.01614
246.5	1.15E+08	0.01596
247.5	1.14E+08	0.01616
248.5	1.14E+08	0.01613
249.5	1.14E+08	0.01593
250.5	1.11E+08	0.01588
251.5	1.04E+08	0.01594
252.5	9.75E+07	0.01596
253.5	9.07E+07	0.01598
254.5	8.41E+07	0.01599
255.5	7.80E+07	0.01585
256.5	7.20E+07	0.01595
257.5	6.65E+07	0.01599
258.5	6.10E+07	0.01599
259.5	5.61E+07	0.01587
260.5	5.13E+07	0.01601
261.5	4.71E+07	0.01605
262.5	4.29E+07	0.01619
263.5	3.92E+07	0.01622
264.5	3.57E+07	0.01632
265.5	3.25E+07	0.01639
266.5	2.95E+07	0.01639
267.5	2.68E+07	0.01641
268.5	2.42E+07	0.01638
269.5	2.19E+07	0.01633

Продовження таблиці 3.6

270.5	1.98E+07	0.01639
271.5	1.79E+07	0.01647
272.5	1.61E+07	0.01648
273.5	1.46E+07	0.01639
274.5	1.31E+07	0.01662
275.5	1.17E+07	0.01672
276.5	1.05E+07	0.01678
277.5	9.44E+06	0.01691
278.5	8.48E+06	0.01676
279.5	7.60E+06	0.01698
280.5	6.81E+06	0.01694
281.5	6.09E+06	0.01697
282.5	5.43E+06	0.01708
283.5	4.86E+06	0.01723
284.5	4.33E+06	0.01708
285.5	3.87E+06	0.01712
286.5	3.46E+06	0.01734
287.5	3.09E+06	0.01732
288.5	2.76E+06	0.01735
289.5	2.46E+06	0.01749
290.5	2.19E+06	0.01766
291.5	1.94E+06	0.01777
292.5	1.74E+06	0.01783
293.5	1.55E+06	0.01789
294.5	1.39E+06	0.01819
295.5	1.23E+06	0.0182
296.5	1.10E+06	0.01842
297.5	9.77E+05	0.01864

Продовження таблиці 3.6

298.5	8.68E+05	0.01861
299.5	7.72E+05	0.0188
300.5	6.88E+05	0.0189
301.5	6.14E+05	0.01909
302.5	5.47E+05	0.01921
303.5	4.87E+05	0.01956
304.5	4.34E+05	0.01953
305.5	3.86E+05	0.01966
306.5	3.45E+05	0.02029
307.5	3.08E+05	0.02019
308.5	2.74E+05	0.02044
309.5	2.46E+05	0.02072
310.5	2.19E+05	0.02072
311.5	1.97E+05	0.02113
312.5	1.76E+05	0.02138
313.5	1.57E+05	0.0217
314.5	1.41E+05	0.0219
315.5	1.26E+05	0.02217
316.5	1.13E+05	0.02264
317.5	1.02E+05	0.02285
318.5	9.13E+04	0.02298
319.5	8.20E+04	0.0234
320.5	7.34E+04	0.0236
321.5	6.62E+04	0.02405
322.5	5.95E+04	0.02429
323.5	5.36E+04	0.0246
324.5	4.81E+04	0.02482
325.5	4.33E+04	0.02514

Продовження таблиці 3.6

326.5	3.92E+04	0.02542
327.5	3.53E+04	0.0257
328.5	3.19E+04	0.02587
329.5	2.89E+04	0.02648
330.5	2.61E+04	0.02661
331.5	2.36E+04	0.02707
332.5	2.14E+04	0.02728
333.5	1.93E+04	0.02752
334.5	1.75E+04	0.02766
335.5	1.58E+04	0.02812
336.5	1.44E+04	0.02844
337.5	1.30E+04	0.02852
338.5	1.18E+04	0.02912
339.5	1.07E+04	0.02965
340.5	9.76E+03	0.0299
341.5	8.84E+03	0.03019
342.5	8.03E+03	0.03047
343.5	7.29E+03	0.03076
344.5	6.71E+03	0.03079
345.5	6.08E+03	0.03156
346.5	5.53E+03	0.0323
347.5	5.06E+03	0.03212
348.5	4.62E+03	0.03269
349.5	4.18E+03	0.01234

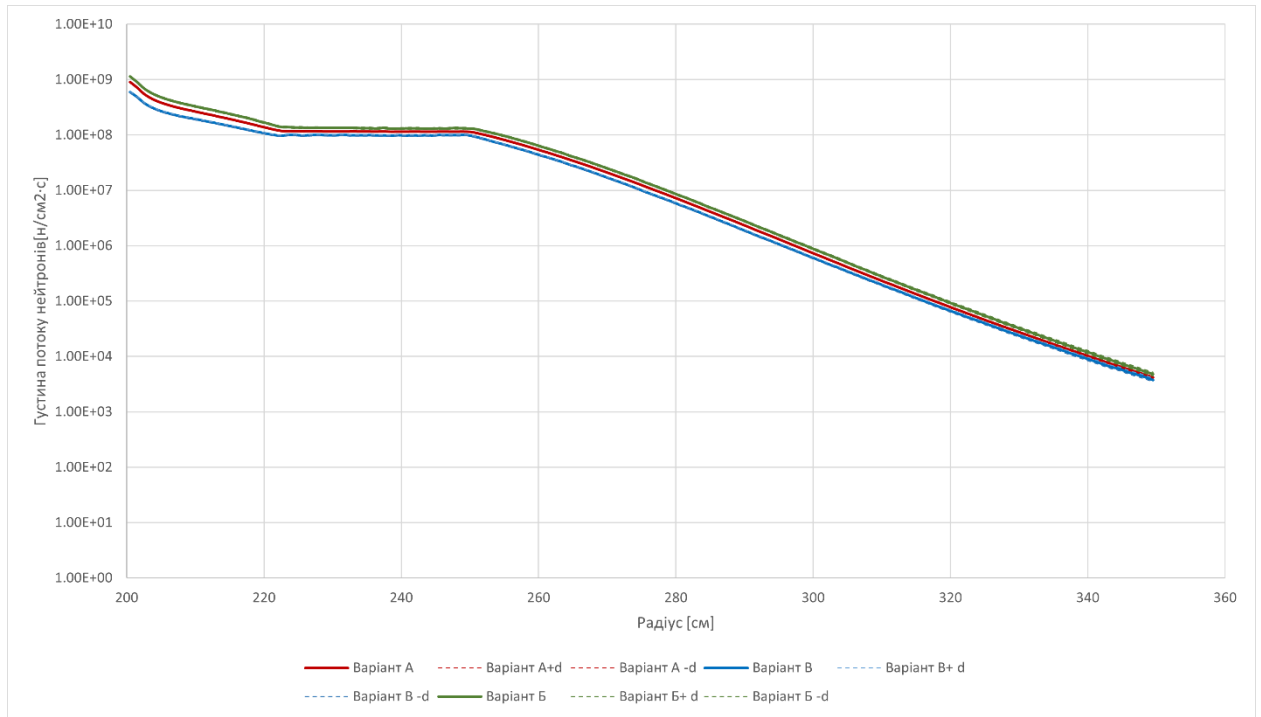


Рисунок 3.4 – Розподіл потоку нейтронів через ББФ

В результаті розрахунку було отримано потік нейтронів в радіальному розподілі від внутрішнього радіусу корпусу реактора до 1 м товщини біологічного захисту. Результати варіанта А знаходяться між в.Б та в.В як й очікувалось. При проходженні потоку нейтронів через корпус реактора, результати розрахунку збігаються з результатами попереднього розрахунку. При досягненні 250 см, потік нейтронів склав $1.11E+08$. Максимальна похибка результатів розрахунку склала 7%, що є прийнятним.

Оскільки поводження кривої потоку нейтронів корелюється з попередніми результатами, розрахунок можна вважати справедливим. Наступним кроком в дослідженні є порівняння результатів при проходженні потоку нейтронів через бетон біологічного захисту починаючи з 250 см, до 350 см, при користуванні бетоном з барітом та з додаванням 12% ББФ.

3.3 Порівняння ББФ та чистого барітного бетону

В рамках дослідження, було вирішено порівняти значення потоку нейтронів при проходженні через біологічний захист. Порівняння здійснюється в радіальному розподілі товщини 1 метру, за варіантом А. Потік

нейтронів отриманий через барітний бетон було позначено як A_1 , через бетон з додаванням ББФ як A_2 .

Таблиця 3.7 – Порівняння результатів

Радіус [см]	A_1 [н/см ² с]	A_2 [н/см ² с]	Δ [%]
250.5	1.22E+08	1.11E+08	-8.8
251.5	1.17E+08	1.04E+08	-10.5
252.5	1.11E+08	9.75E+07	-11.8
253.5	1.05E+08	9.07E+07	-13.4
254.5	9.90E+07	8.41E+07	-15.01
255.5	9.33E+07	7.80E+07	-16.4
256.5	8.78E+07	7.20E+07	-18.08
257.5	8.24E+07	6.65E+07	-19.2
258.5	7.75E+07	6.10E+07	-21.2
259.5	7.24E+07	5.61E+07	-22.5
260.5	6.78E+07	5.13E+07	-24.3
261.5	6.31E+07	4.71E+07	-25.3
262.5	5.89E+07	4.29E+07	-27.1
263.5	5.48E+07	3.92E+07	-28.3
264.5	5.09E+07	3.57E+07	-29.8
265.5	4.71E+07	3.25E+07	-30.9
266.5	4.37E+07	2.95E+07	-32.4
267.5	4.03E+07	2.68E+07	-33.4
268.5	3.73E+07	2.42E+07	-35.06
269.5	3.46E+07	2.19E+07	-36.5
270.5	3.18E+07	1.98E+07	-37.7
271.5	2.93E+07	1.79E+07	-39.01
272.5	2.69E+07	1.61E+07	-40.06
273.5	2.47E+07	1.46E+07	-41.03
274.5	2.26E+07	1.31E+07	-42.1
275.5	2.08E+07	1.17E+07	-43.7
276.5	1.90E+07	1.05E+07	-44.5
277.5	1.74E+07	9.44E+06	-45.6
278.5	1.58E+07	8.48E+06	-46.4
279.5	1.45E+07	7.60E+06	-47.4
280.5	1.32E+07	6.81E+06	-48.6
281.5	1.21E+07	6.09E+06	-49.7
282.5	1.10E+07	5.43E+06	-50.5
283.5	1.00E+07	4.86E+06	-51.4
284.5	9.12E+06	4.33E+06	-52.4

Продовження таблиці 3.7

285.5	8.29E+06	3.87E+06	-54.1
286.5	7.54E+06	3.46E+06	-54.9
287.5	6.86E+06	3.09E+06	-55.4
288.5	6.19E+06	2.76E+06	-56.2
289.5	5.62E+06	2.46E+06	-57.05
290.5	5.10E+06	2.19E+06	-58.0
291.5	4.63E+06	1.94E+06	-58.4
292.5	4.18E+06	1.74E+06	-59.1
293.5	3.79E+06	1.55E+06	-59.5
294.5	3.43E+06	1.39E+06	-60.3
295.5	3.10E+06	1.23E+06	-60.8
296.5	2.80E+06	1.10E+06	-61.2
297.5	2.52E+06	9.77E+05	-62.02
298.5	2.29E+06	8.68E+05	-62.5
299.5	2.06E+06	7.72E+05	-62.9
300.5	1.86E+06	6.88E+05	-63.3
301.5	1.67E+06	6.14E+05	-63.8
302.5	1.51E+06	5.47E+05	-64.3
303.5	1.37E+06	4.87E+05	-64.8
304.5	1.23E+06	4.34E+05	-65.3
305.5	1.11E+06	3.86E+05	-65.7
306.5	1.01E+06	3.45E+05	-66.0
307.5	9.05E+05	3.08E+05	-66.4
308.5	8.16E+05	2.74E+05	-66.6
309.5	7.36E+05	2.46E+05	-66.8
310.5	6.60E+05	2.19E+05	-66.8
311.5	5.95E+05	1.97E+05	-67.0
312.5	5.34E+05	1.76E+05	-67.4
313.5	4.84E+05	1.57E+05	-67.7
314.5	4.36E+05	1.41E+05	-67.8
315.5	3.93E+05	1.26E+05	-68.1
316.5	3.55E+05	1.13E+05	-68.0
317.5	3.18E+05	1.02E+05	-68.2
318.5	2.88E+05	9.13E+04	-68.1
319.5	2.58E+05	8.20E+04	-68.4
320.5	2.33E+05	7.34E+04	-68.2
321.5	2.09E+05	6.62E+04	-68.5
322.5	1.89E+05	5.95E+04	-68.3
323.5	1.69E+05	5.36E+04	-68.4
324.5	1.53E+05	4.81E+04	-68.4
325.5	1.38E+05	4.33E+04	-68.3

Продовження таблиці 3.7

326.5	1.24E+05	3.92E+04	-68.3
327.5	1.12E+05	3.53E+04	-68.1
328.5	1.01E+05	3.19E+04	-68.0
329.5	9.09E+04	2.89E+04	-68.0
330.5	8.18E+04	2.61E+04	-67.9
331.5	7.40E+04	2.36E+04	-67.7
332.5	6.66E+04	2.14E+04	-67.5
333.5	6.00E+04	1.93E+04	-67.4
334.5	5.39E+04	1.75E+04	-67.2
335.5	4.87E+04	1.58E+04	-67.1
336.5	4.39E+04	1.44E+04	-66.8
337.5	3.97E+04	1.30E+04	-66.7
338.5	3.58E+04	1.18E+04	-66.4
339.5	3.23E+04	1.07E+04	-66.3
340.5	2.91E+04	9.76E+03	-66.1
341.5	2.62E+04	8.84E+03	-66.3
342.5	2.37E+04	8.03E+03	-66.1
343.5	2.14E+04	7.29E+03	-65.3
344.5	1.94E+04	6.71E+03	-65.4
345.5	1.76E+04	6.08E+03	-64.4
346.5	1.59E+04	5.53E+03	-64.1
347.5	1.44E+04	5.06E+03	-64.7
348.5	1.30E+04	4.62E+03	-64.5
349.5	1.18E+04	4.18E+03	-64.4

Для наочного порівняння результатів, було виховано коефіцієнт послаблення (Δ_n):

$$\Delta_n = \frac{I_0}{I_n}$$

Де I_n – потік нейтронів в 1 метрі бетону біологічного захисту, а I_0 – перед біологічним захистом.

$$\Delta_{n1} = \frac{1.25E + 08}{1.18E + 04} = 1.06E + 04$$

Δ_{n1} – коефіцієнт передачі струму нейтронів для чистого барітного бетону

$$\Delta_{n2} = \frac{1.14E + 08}{4.18E + 03} = 2.73E + 04$$

Δ_{n2} – коефіцієнт передачі струму нейтронів для бетону з ББФ

3.4. Висновок до розділу

В рамках розрахункової роботи, було розроблено модель реакторної установки AP1000 зі біологічним захистом, а також проведені розрахунки з використанням чистого барітного бетону та з додаванням 12% ББФ до нього.

В результаті, було встановлено, що при використанні ББФ коефіцієнт ослаблення густини потоку нейтронів при проходженні біологічного захисту збільшився в 2,5 рази при досягненні 1 метра бетону в порівнянні з чистим барітним бетоном, що свідчить про його покращені радіаційно-захисні властивості. В цілому, за результатами дослідження та з огляду на вплив додавання ББФ на потік нейтронів, з цієї точки зору можна стверджувати, що використання ББФ в якості компоненту для бетонної суміші є можливим. З огляду на показники потоку нейтронів, можна при умові додаткових досліджень розглядати можливість зменшувати товщину біологічного захисту. Проте, механічні та інші властивості ще не досліджені повністю, тому необхідно продовжувати роботу в цьому напрямку.

Модель реакторної установки, в результаті, можливо покращити та змодельовати в трьохмірному просторі та використовувати для наступних досліджень, в тому числі для дослідження питань впливу додавання ББФ на гамма-випромінювання яке проходить через біологічний захист.

4 ОХОРОНА ПРАЦІ ТА БЕЗПЕКА В НАДЗВИЧАЙНИХ СИТУАЦІЯХ

Основною метою охорони праці є зведення до мінімуму ймовірності нещасного випадку або захворювання працюючого з одночасним забезпеченням комфортних та безпечних умов праці при максимальній її продуктивності. Для виконання даних умов на виробництві повинен виконуватись та дотримуватись весь необхідний комплекс взаємозалежних організаційних, технічних, гігієнічних і соціально-економічних заходів щодо створення здорових і безпечних умов праці.

Зважаючи на це, на АЕС, яка є об'єктом підвищеної небезпеки, виконання будь-яких робіт суворо регламентується відповідно до діючих положень системи управління охороною праці (СУОП), яка запроваджена на АЕС.

4.1 Технічні рішення та організаційні заходи з радіаційної безпеки на АЕС

Під час експлуатації технологічного обладнання на АЕС, необхідний рівень радіаційної безпеки на АЕС забезпечується за допомогою:

- радіаційного контролю;
- біологічного захисту;
- зниженням активності теплоносія в першому контурі;
- запровадженням системи захисту від радіоактивних газів і аерозолів;
- проведенням дезактивації технологічного обладнання та виробничих приміщень.

Біологічний захист захищає від випромінювання реакторної установки, основного технологічного контуру та інших джерел іонізації на АЕС забезпечує зниження щільності потоку нейтронів до значень, що забезпечують

в приміщеннях АЕС потужність еквівалентної дози, регламентовану санітарними правилами проектування і експлуатації АЕС, а саме:

- у приміщеннях постійного перебування персоналу (протягом всього робочого дня) потужність еквівалентної дози не перевищує $5,6 \cdot 10^{-6}$ Зв/рік;
- у приміщеннях, де персонал знаходиться не більше половини робочого дня $1,12 \cdot 10^{-5}$ Зв/рік.

Екрани біологічного захисту виконуються з наступних матеріалів:

- залізобетону густиною від $2,1 \text{ т/м}^3$ до $3,3 \text{ т/м}^3$ (стіни і перекриття приміщень, стіни басейну витримки, шахта реактора та ін.);
- води (у басейні витримки і перевантаження, в шахтах ревізії внутрішньо корпусних пристроїв, в реакторі і так далі);
- металевих конструкцій (люки, заставні деталі шахти апарату та ін.).

Питома активність водного теплоносія першого контуру не повинна перевищувати $3,7 \times 10^6$ Бк/кг, а активність котлової води - $3,7$ Бк/кг. Зростання активності теплоносія під час експлуатації АЕС погіршує радіаційну обстановку на АЕС. З метою зменшення радіаційної небезпеки по даному чиннику в проектних рішеннях приділяється увага забезпеченню якості живильної води, очищенню теплоносія першого контуру, вибору раціонального водного режиму з точки зору запобігання радіолізу води і її корозійної дії на конструкційні матеріали РУ.

Для вирішення даної проблеми використовуються наступні системи СВО-1, СВО-2 (система спецводоочистки), система підживлення-продувки та ін. Для запобігання потрапляння в теплоносій речовин, що діляться, і продуктів ділення, а також подальшого їх розповсюдження по контуру циркуляції на АЕС проводиться контроль пошкодження оболонок твел.

Дезактивація устаткування і приміщень входить в комплекс заходів, направлених на максимальне зниження радіаційного впливу на персонал АЕС, що відповідає початковим положенням безпеки атомних станцій.

На АЕС для дезактивації першого контуру використовують двох ванний окислювально-відновний метод, суть якого полягає в послідовній обробці устаткування шляхом введення в перший контур спочатку лужного окислювального розчину ($5\% \text{ NaOH} + 0,5\% \text{ KMnO}_4 + 94,5\% \text{ H}_2\text{O}$) після цього здійснюється обробка контуру кислотним відновним розчином (1% щавлевої кислоти і перекису водню), завершальний етап - промивка контуру чистою водою. Циркуляція промивки здійснюється за допомогою роботи ГЦН. Тривалість операції - 120 годин.

Приміщення АЕС діляться на дві зони:

- зона вільного доступу, де можливий радіаційний вплив на персонал, що не перевищує допустимих рівнів непрофесійного опромінювання $0,5 \text{ мЗв/рік}$ (адміністративно-службові приміщення, їдальні, майстерні по ремонту незабрудненого радіонуклідами устаткування та інші).
- зона контрольованого доступу, де можлива дія іонізуючого випромінювання на персонал, наявні радіоактивні аерозолі в повітрі і забруднення устаткування та приміщень радіоактивними речовинами.

У зоні контрольованого доступу виділяються три підгрупи приміщень.

Система вентиляції зони контрольованого доступу призначена для запобігання забруднення повітряного середовища приміщень і атмосферного повітря радіоактивними речовинами вище допустимих значень, підтримки оптимальних умов навколишнього середовища для роботи устаткування, забезпечення обслуговуючого персоналу допустимими метеорологічними умовами повітряного середовища приміщень під час проведення основних і ремонтно-допоміжних робіт.

Оскільки в повітрі присутні радіоактивні ізотопи йоду в різних агрегатних і хімічних формах (аерозолі, молекули, органічні сполуки), то для уловлювання йоду застосовують різні фільтри: аерозольні фільтри для йоду в аерозольній формі, вугільні фільтри для молекулярного йоду, вугільні фільтри для органічних сполук йоду.

До складу системи радіаційного контролю входить підсистема радіаційного контролю навколишнього середовища (РКНС), яка призначена для отримання необхідної інформації про:

- потужність дози гамма-випромінювання на місцевості;
- річної дози на місцевості;
- густини радіонуклідів в об'єктах навколишнього середовища;
- величини активності і нуклідного складу в скидах в технічні водоймища;
- забрудненні персоналу і метеорологічних параметрах атмосфери;
- забрудненні всіх видів транспортних засобів і вантажів, що транспортуються чи покидають межі промислового майданчика станції.

4.2 Електробезпека

Запроваджена на АЕС система організаційних і технічних заходів і засобів з електробезпеки забезпечує захист людей від шкідливої і небезпечної дії електричного струму, електричної дуги, електромагнітного поля і статичної електрики.

На АЕС з ВВЕР-1000 передбачені наступні мережі електропостачання споживачів власних потреб:

- електромережа 380/220В, 50Гц із заземленою нейтраллю для надійного живлення споживачів першої групи споживачів (можлива перерва в живленні у часі не більше ніж долі секунди);
- електромережі 220, 110, 48, 24В постійного струму для живлення першої групи споживачів;
- електромережі 6кВ і частотою 50 Гц з ізольованою нейтраллю і електромережі напругою 380/220В і частотою 50 Гц з глухо заземленою нейтраллю для надійного живлення споживачів другої групи (можлива перерва в живленні у часі від 15 сек. до декількох хвилин);

– електромережі напругою 6 кВ і частотою 50 Гц з ізолюованою нейтраллю та електромережі напругою 380/220В і частотою 50 Гц із глухо заземленою нейтраллю для живлення споживачів третьої групи (не пред'являють особливих вимог).

Основні нормативні документи, що регламентують вимоги з електробезпеки, це ПУЕ-2017, ДСТУ 7237:2011, НПАОП 40.1-1.21-98, НПАОП 40.1-1.01-97, НПАОП-40.1-1.32-01 та Технічний регламент з безпеки низьковольтного електричного обладнання (постанова Каб. Міністрів України №1149 від 23.10.2009 р.).

Згідно ДСТУ 7237:2011 для забезпечення захисту від випадкового дотику людини до струмовідних частин ЕУ застосовують такі види захисту:

- основне (робоче) ізолювання струмовідних частин (захисне ізолювання);
- додаткове, посилене, подвійне ізолювання струмовідних частин;
- захисні оболонки;
- захисні огорожі (тимчасові або стаціонарні);
- безпечне розташування струмовідних частин;
- ізолювання робочого місця;
- мала напруга; захисне вимкнення;
- попереджувальна сигналізація (звукова, світлова тощо);
- блокування;
- встановлення знаків безпеки;
- електрозахисні засоби; засоби індивідуального захисту.

Для запобігання ураженню електричним струмом під час дотику до металевих неструмовідних частин, які можуть бути під напругою внаслідок пошкодження ізоляції, застосовують окремо або в поєднанні такі види захисту:

- захисне заземлення;
- автоматичне вимкнення живлення;
- зрівнювання потенціалів;

- обладнання відповідного класу за електрозахистом;
- захисний електричний поділ кіл;
- ізолювальні (непровідні) приміщення, зони, майданчики;
- системи наднизької напруги (безпечної, захисної); вирівнювання потенціалів.

Згідно з ПУЕ більшість приміщень реакторного відділення і машинного залу відносяться до категорії приміщень "з підвищеною небезпекою". Небезпека ураження електричним струмом пов'язана з низкою факторів:

- 1)підвищене тепловиділення обладнання;
- 2)підвищена вологість;
- 3)можливість одночасного дотику людини до трубопроводів, повітропроводів, іншого металевого обладнання, що має контакт із землею.

Захисне заземлення виконано відповідно до вимог ПУЕ та ПТЕ (в БЩУ використовуються системи захисного заземлення TN-S та TN-C).

В приміщенні БЩУ для захисту людей від ураження електричним струмом передбачені наступні заходи захисту:

- електропроводка повинна бути виконана безпечно (закладеною в стіни, штукатурка завтовшки 10мм.); всі електричні з'єднання ізолювані (опір ізоляції не менше 1кОм на 1В);
- місця з'єднання проводів доступні для огляду;
- неізолювані струмопровідні елементи недоступні (з'єднання проводів закриті і знаходяться в недоступних місцях); кабелі проведені до оператора в ізоляційних трубах;
- застосовані кабелі і дроти за своїми нормованими, гарантованими і розрахунковими характеристиками відповідають вимогам безпеки.

4.3. Безпека в надзвичайних ситуаціях

Забезпечення діючих вимог з безпеки у разі виникненні надзвичайних ситуаціях (НС) на АЕС потребує розробки плану локалізації та ліквідації

аварійних ситуацій і відповідних технічних рішень та організаційних заходів щодо оповіщення, евакуації та дій персоналу при НС, а також визначення основних заходів з пожежної безпеки.

4.3.1 Обов'язки та дії персоналу у разі виникнення НС

У разі виникнення НС працівники АЕС зобов'язані діяти тверезо й спокійно, не панікувати, точно й оперативно слідувати вказівкам керівництва підприємства,

У випадку виникнення НС кожний працівник мусить:

- припинити роботу (якщо це дозволено технологічним процесом виробництва);
- як найшвидше сповістити про НС керівника та відповідальну посадову особу;
- приступити до ліквідації (локалізації) НС наявними засобами;
- за необхідності викликати підрозділи ДСНС.

Керівництво підприємства, а також особи, відповідальні за цивільний захист (цивільну оборону) та техногенну безпеку, протипожежну безпеку, охорону праці, зобов'язані в разі виникнення НС:

- перевірити та продублювати повідомлення про НС, довести це до відома керівника підприємства;
- оцінити умови, з'ясувати кількість і місцезнаходження людей, за потреби вжити заходів щодо оповіщення працівників, населення про НС;
- під час загрози для життя людей негайно організувати їх рятування (евакуацію), використовуючи для цього наявні сили й засоби;
- забезпечити виведення з небезпечної зони людей, які не беруть безпосередньої участі в ліквідації НС;
- обмежити допуск людей та транспортних засобів до небезпечної зони.

У разі дій щодо локалізації (ліквідації) наслідків НС потрібно:

- організувати оповіщення й зустріч підрозділів ДСНС та інших служб, забезпечити узгодженість дій персоналу підприємства й підрозділів аварійно-рятувальної, медичної та інших служб;
- у випадку необхідності евакуації персоналу (частини персоналу) та матеріальних цінностей забезпечити необхідну кількість транспортних засобів.

Евакуація має забезпечити захист працюючого персоналу в разі неможливості вжиття інших заходів цивільного захисту під час виникнення надзвичайних ситуацій. Рішення про евакуацію приймається керівником підприємства або особою, яка його заміщує. Підставою для прийняття рішення про практичне здійснення евакуаційних заходів є фактичні показники стану довкілля у випадку надзвичайної ситуації та відповідне рішення Кабінету Міністрів України, органів місцевої державної влади, територіальних органів ДСНС.

У разі евакуації на керівника підприємства покладається:

- планування й проведення евакуації працівників;
- контроль за плануванням, підготовкою й проведенням евакуаційних заходів;
- визначення та підготовка безпечного району для розміщення евакуйованих працівників.

4.3.2 Вимоги щодо організації ефективної роботи системи оповіщення виробничого персоналу при НС

Для підвищення безпеки в надзвичайних ситуаціях повинна застосовуватися відповідна система оповіщення виробничого персоналу.

Оповіщення виробничого персоналу у разі виникнення НС здійснюється відповідно до вимог НАПБ А.01.003-2009.

Оповіщення про НС та управління евакуацією людей здійснюється одним з наступних способів або їх комбінацією:

- поданням звукових і (або) світлових сигналів в усі виробничі приміщення будівлі з постійним або тимчасовим перебуванням людей;
- трансляцією текстів про необхідність евакуації, шляхи евакуації, напрямки руху й інші дії, спрямовані на забезпечення безпеки людей;
- трансляцією спеціально розроблених текстів, спрямованих на запобігання паніці й іншим явищам, що ускладнюють евакуацію;
- ввімкненням евакуаційних знаків "Вихід";
- ввімкненням евакуаційного освітлення та світлових показників напрямку евакуації;
- дистанційним відкриванням дверей евакуаційних виходів.

Згідно з вимогами ДБН В.1.1-7-2016 необхідно забезпечити можливість прямої трансляції мовного оповіщення та керівних команд через мікрофон для оперативного реагування в разі зміни обставин або порушення нормальних умов евакуації виробничого персоналу.

Оповіщення виробничого персоналу про НС здійснюється за допомогою світлових та/або звукових оповіщувачів – обладнуються всі виробничі приміщення.

Система оповіщення повинна розпочати трансляцію сигналу оповіщення про НС, не пізніше трьох секунд з моменту отримання сигналу про НС.

Кількість звукових та мовленнєвих оповіщувачів, їх розміщення та потужність повинні забезпечувати необхідний рівень звуку в усіх місцях постійного або тимчасового перебування виробничого персоналу.

Звукові оповіщувачі повинні комбінуватися зі світловими, які працюють у режимі спалахування, у таких випадках:

- у приміщеннях, де люди перебувають у шумозахисному спорядженні;
- у приміщеннях з рівнем шуму понад 95 дБ.

Перехід з основного джерела електропостачання на резервний та у зворотному напрямку в разі відновлення централізованого електропостачання повинен бути автоматичним.

Тривалість роботи системи оповіщення від резервного джерела енергії у черговому режимі має бути не менш 24 годин.

Тривалість роботи системи оповіщення від резервного джерела енергії у режимі "Тривога" має бути не менше 15 хвилин.

4.3.3. Пожежна безпека

Пожежа на АЕС може супроводжуватися масовим виходом з ладу важливого для безпеки обладнання, систем управління та електропостачання, а також впливом на персонал таких небезпечних чинників, як висока температура, дим тощо.

Джерела пожеж: вибухи газу, коротке замикання електричних кабелів, попадання олії на гарячі ділянки устаткування, помилки персоналу при поводженні з вогнем в процесі здійснення ремонтних робіт, перевірок системи. Поява вибухонебезпечного водню в системі АЕС з реактором ВВЭР-1000 обумовлено розкладом води під дією іонізуючого опромінення.

Найчастіше пожежі на АЕС виникають в системі газовидалення, масляних системах, системі електричних кабелів, на дизель генераторах, трансформаторах, вугільних фільтрах.

На підставі пожежних властивостей матеріалів і речовин, що застосовуються на виробництві, з урахуванням їх кількості, розмірів виробничих приміщень і особливостей технічного процесу, визначають категорію приміщень по вибухо-пожежній і пожежній небезпеці, а також клас зон приміщень і зовнішніх установок.

Основними нормативними документами, які забезпечують відповідний рівень пожежної безпеки на АЕС є:

ВБН В.1.1-034-2003 Протипожежні норми проектування атомних електростанцій з водо-водяними енергетичними реакторами.

ППБ АС 95 «Правила пожежної безпеки при експлуатації атомних станцій

Технічні рішення системи протипожежного захисту спрямовані на обмеження розповсюдження пожежі, захист людей і матеріальних цінностей від пожежі, на створення умов для швидкої ліквідації пожежі, є наступні:

- функції протипожежних перешкод виконуваної конструкції, що захищають і несуть, з межею вогнестійкості не менше 1,5 години згідно з "Протипожежними нормами проектування АЕС";
- зливи дизельного палива розташовуються на відстані 20 м від стін головного корпусу
- для збереження міцності металоконструкцій, що несуть, і перекриттів машинних залів використовується мастика;
- кабелі систем пожежної сигналізації і пожежогасіння прокладають зовні захищуваних цими системами приміщень;
- в кабельних спорудженнях перемички виконані з матеріалу, що не згорає, через кожні 50 м з межею вогнестійкості не менше 0,75 години;
- в металевих кабельних коробах через кожні 30 м на горизонтальних ділянках і через 20 м на вертикальних передбачають вогнезагороджувальні пояси;
- в приміщеннях щитів управління кабелі в коробах і панелях покривають вогнезахисним складом;
- в усіх будівлях АЕС передбачені евакуаційні виходи, не менше двох на поверсі і розташовані вони розосереджено.

Згідно з ДБНВ.2.5-56-2014 в системах автоматичної пожежної сигналізації на АЕС використані наступні сповіщувачі: НДФ-1 іонізаційні димові; ДИП-1 і ДИП-2 димові; ДПП-1 датчики максимальної дії; контактні;

РИД-6 димові радіаційні. В якості приймальних пристроїв використовуються пульти пожежної сигналізації ППС-1, ППС-3, РУПІ-1;

Згідно з ДСТУ 3675-98 та ISO 3941-2007 для локалізації невеликого займання застосовуються вогнегасники ВВ-2, ВВ-5, ВВ-8, ВХП-10, ВПС-10, ВВП-5.

Передбачено застосування автоматичних установок пожежогасіння спринклерного та дренчерного типів.

До складу систем пожежогасіння входять:

- 1) трубопроводи з водою під тиском, система дренажів (із підвищеною пожежною безпекою приміщеннях);
- 2) сухо труби, система спринклерів;
- 3) пожежні крани, гідранти (розташовані на сходових клітинах і у приміщень з підвищеною пожежною безпекою).
- 4) На кожній АЕС наказом (інструкцією) повинен бути встановлений відповідний протипожежний режим, у тому числі:
 - визначені й обладнані місця для паління;
 - встановлено порядок збирання горючих відходів і пилу, зберігання промасленого спецодягу;
 - визначено порядок знеструмлення електроустаткування у випадку пожежі й по закінченні робочого дня;
 - регламентовані: порядок проведення тимчасових вогневих і інших пожежонебезпечних робіт, огляду й закриття приміщень після закінчення роботи, дії працівників при виявленні пожежі;
 - визначено порядок і строки проходження протипожежного інструктажу й занять по пожежно-технічному мінімумі, а також призначені відповідальні за їхнє проведення.

На АЕС є військово-пожежна частина (ВПЧ), яка займається гасінням пожеж.

На кожній АЕС повинні бути виконані організаційні й технічні заходи щодо оповіщення й евакуації персоналу при пожежі в адміністративних, виробничих і допоміжних будинках і спорудах АЕС відповідно до проекту.

Повинне бути забезпечене утримання у справному стані й постійній готовності до застосування засоби й системи протипожежного захисту.

На АЕС не допускається проведення робіт із застосуванням відкритого вогню, електрозварювальних і інших пожежонебезпечних робіт у непередбачуваних для цього місцях, без оформлення наряду-допуску і без узгодження з пожежною охороною.

На станції, вступний інструктаж про дотримання правил з пожежної безпеки повинен проводитися усьому персоналу АЕС, а також тимчасовим працівникам (відрядженим, учням, студентам, що прибули на виробниче навчання й практику).

Первинний інструктаж по пожежній безпеці проводиться на робочому місці відповідальним за пожежну безпеку структурного підрозділу АЕС.

Поряд з дійсними Правилами для забезпечення пожежної безпеки АЕС повинні дотримуватися протипожежні вимоги, закладені в ППБ-01-03, в експлуатаційній документації АЕС, ОПЕ АЕС, ПТБ, проекті будівництва станції.

ВИСНОВОК

Під час виконання магістерської дисертації було дослідження актуальні проблеми щодо біологічного захисту для реакторних установок, а також досліджені конструкційні особливості реакторної установки AP1000.

Було обрано нейтроно-розрахунковий код Serpent в якості інструменту для проведення дослідження в рамках магістерської дисертації.

В нейтроно-розрахунковому коді Serpent було розроблено модель ТВЗ для AP1000, враховуючи їх геометрію.

Після цього, було розроблено модель активної зони AP1000, з корпусом реактора та біологічним захистом, встановлена площа детектування та налаштована відповідним чином.

В результаті моделювання, було отримано значення густин потоку нейтронів при проходженні через базальт-борну фібру та чистий баритний бетон. При порівнянні цих результатів, було встановлено що використання базальт-борної фібри в якості компоненту для бетоної суміші дозволяє збільшити коефіцієнт ослаблення густини потоку нейтронів в 2.5 рази. Основна задача, яка полягає в дослідженні можливості з огляду на нейтроно-фізичні показники, використання базальт-борної фібри є виконаною.

Базальт-борну фібру можливо використовувати в якості компоненту бетоної суміші біологічного захисту з огляду на вплив на потік нейтронів. Проте, залишаються відкритими питання механічних властивостей, а також яким чином впливає додавання ББФ на гамма-випромінювання через біологічний захист, для наступних досліджень.

ПЕРЕЛІК ПОСИЛАНЬ

1. Naus, D., 2012. Concrete. In: Konings, R, (Ed.), In: Comprehensive Nuclear Materials vo.4, Elsevier
2. Naus, D., 2005. The effect of elevated temperature on concrete materials and structures – A literature review. Technical Report ORNL/TM-2005/553
3. Hilsdorf, H., Kropp, J., Koch, H., 1978. The effects of nuclear radiation on the mechanical properties of concrete. Special Publication of the American Concrete Institute 55, 223-254
4. Kontani, O., Ichikawa, Y., Ishizawa, A., Takizawa, M., 2010. Irradiation effects on concrete structure.
5. Maruyama, I., Sasano, H., Nishioka, Y., Igarashi, G., 2013. Evaluation of irradiation effects on concrete structures – background and preparation of neutron irradiation test.
6. British Standard Institute 4975, 1990. Specification for Prestressed Concrete Pressure Vessels for Nuclear Reactors. Technical Report BS 4975:1990.
7. ACI Committee 349, 2002. Evaluation of Existing Nuclear Safety-Related Concrete Structures. Technical Report ACI 349.3R-02.
8. Field, K., Remec, I., Le Pape, Y., Radiation effects in concrete for nuclear power plants – Part 1: Quantification of radiation exposure and radiation effects
9. О.М. Хотяїнцева, В.М. Хотяїнцев, М.І. Голюк, А.В. Носовський, В.І. Гулік - Моделювання транспорту фотонів в коді Serpent на прикладі розрахунку біологічного захисту, Ядерна та радіаційна безпека, 2021
10. І.М. Романенко, М.І. Голюк, А.В. Носовський, В.І. Гулік – Дослідження нового композитного матеріалу на основі надважких бетонів з базальтової фібри для радіаційного захисту від гамма-випромінювання, Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, ЗАТ «Базальтест», м. Тарту, Естонія, Ядерная та радіаційна безпека, 2018

11. І.М. Романенко, М.І. Голюк, А.В. Носовський, Т.С. Власенко, В.І. Гулік – Дослідження нового композитного матеріалу на основі надважкого бетону і базальтової фібри для радіаційного захисту від нейтронного випромінювання, Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, ЗАТ «Базальттест», м. Тарту, Естонія, Ядерная та радіаційна безпека, 2018
12. Чувашов Ю.М., Дідук І.І., Яценко О.М., Гулік В.І., Кошеленко Н.І. – Отримання базальтових модифікованих B_2O_3 волокон для радіаційного захисту
13. Romanenko I., Holiuk M., Kutsyn P., Kutsyna I., Odynokin H., Nosovskyi A., Pastsuk V., Kiisk M., Biland A., Chuvashov Y., Gulik V., - New composite material based on heavy concrete reinforced by basalt-boron fiber for radioactive waste management EPJ Nuclear Sci. Technol. 5, 22, 2019
14. Leppänen, J. "A new assembly-level Monte Carlo neutron transport code for reactor physics calculations." In proc. M&C 2005, Avignon, France, Sept. 12-15, 2005.
15. Leppänen, J. "Development of a new Monte Carlo reactor physics code." D.Sc. Thesis, Helsinki University of Technology, 2007.
16. Leppänen, J., Pusa, M., Viitanen, T., Valtavirta, V. and Kaltiaisenaho, T. "The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013." Ann. Nucl. Energy
17. Colling, B., Burns, A., Eade, T. and Leppänen, J. "Assessment of Serpent 2 application to fusion neutronics." In proc. 30th Symposium on Fusion Technology (SOFT), Giardini Naxos, Italy, Sept. 16-21, 2018
18. He, D. and Walters, W. "A local fission matrix correction method for heterogeneous whole core transport with RAPID." Ann. Nucl. Energy,
19. Laureau, A., Heuer, D., Merle-Lucotte, E., Rubiolo, P., Allibert, M. and Aufiero, M. "Transient coupled calculations of the Molten Salt Fast Reactor using the Transient Fission Matrix approach." Nucl. Eng. Design
20. Aufiero, M., Fiorina, C., Laureau, A., Rubiolo, P. and Valtavirta, V. "Serpent-OpenFOAM Coupling in Transient Mode: Simulation of a Godiva Prompt

- Critical Burst." In proc. M&C + SNA + MC 2015 Nashville, TN, Apr. 19-23, 2015.
21. Ferraro D., Alberto P., Villarino E. and Doval A. "A Multi-physics Analysis for the actuation of the SSS in OPAL Reactor." EPJ Nuclear Sci. Technol.
 22. Ferraro, D., Faucher, M., Mancusi, D., Zoia, A., Valtavirta, V., Leppänen, J. and Sanchez-Espinoza, V. "SERPENT and TRIPOLI4® Transient Calculations Comparisons for Several Reactivity Insertion Scenarios in a 3D PWR Minicore Benchmark." In proc. M&C 2019, Portland, OR, Aug. 25-29, 201
 23. Dufek, J., Kotlyar, D., Shwageraus, E. and Leppänen, J. "Numerical stability of the predictor-corrector method in Monte Carlo burnup calculations of critical reactors." Ann. Nucl. Energy
 24. Isotalo, A. and Aarnio, P. "Substep methods for burnup calculations with Bateman solution." Ann. Nucl. Energy
 25. Leppänen, J., Mattila, R. and Pusa, M. "Validation of the Serpent-ARES code sequence using the MIT BEAVRS benchmark - Initial core at HZP conditions." Ann. Nucl. Energy
 26. Ferraro, D., Garcia, M., Imke, U., Valtavirta, V., Leppänen, J. and Sanchez-Espinoza, V. "Serpent/SCF pin-level multiphysics solutions for the VERA Fuel Assembly benchmark." Ann. Nucl. Energy
 27. Tuominen, R., Valtavirta, V., Peltola, J. and Leppänen, J. "Coupling Serpent and OpenFOAM for Neutronics - CFD Multi-physics Calculations." In proc. PHYSOR 2016, Sun Valley, ID, May 1-6
 28. Häkkinen, S. "Serpent 2 Validation for Radiation Shielding Applications." ASME J. of Nuclear Rad Sci
 29. Aufiero, M., Bidaud, A., Hursin, M., Leppänen, J., Palmiotti, G., Pelloni, S. and Rubiolo, P. "A collision history-based approach to sensitivity/perturbation calculations in the continuous energy Monte Carlo code SERPENT." Ann. Nucl. Energy

30. Leppänen, J. "Two practical methods for unionized energy grid construction in continuous-energy Monte Carlo neutron transport calculation." *Ann. Nucl. Energy*
31. Leppänen, J. and Aufiero, M. "Development of an Unstructured Mesh Based Geometry Model in the Serpent 2 Monte Carlo Code." In *proc. PHYSOR 2014, Kyoto, Japan, Sep. 28 - Oct. 3, 2014*
32. Talamo, A., Gohar, Y. and Leppänen, J. "SERPENT validation and optimization with mesh adaptive search on stereolithography geometry models." *Ann. Nucl. Energy*
33. Kaartinen, D. "Laskentakoodien Vertailu Säteilymittarien Sijoitus- ja Suoritusanalyysissä." M.Sc. Thesis, Lappeenranta University of Technology, 2019
34. Leppänen, J. and Mattila, R. "Validation of the Serpent-ARES code sequence using the MIT BEAVRS benchmark – HFP conditions and fuel cycle 1 simulations." *Ann. Nucl. Energy*
35. Wendt, B., Kerby, L., Tumalak, A. and Leppänen, J. "Advancement of functional expansion capabilities: Implementation and optimization in Serpent 2." *Nucl. Eng. Design*
36. Ferraro, D., Faucher, M., Mancusi, D., Zoia, A., Valtavirta, V., Leppänen, J. and Sanchez-Espinoza, V. "SERPENT and TRIPOLI4® Transient Calculations Comparisons for Several Reactivity Insertion Scenarios in a 3D PWR Minicore Benchmark." In *proc. M&C 2019, Portland, OR, Aug. 25-29, 2019*
37. Pusa, M. "Higher-Order Chebyshev Rational Approximation Method and Application to Burnup Equations." *Nucl. Sci. Eng*
38. Pusa, M. "Higher-Order Chebyshev Rational Approximation Method (CRAM)." In *proc. PHYSOR 2014, Kyoto, Japan, Sep. 28 - Oct. 3, 2014*
39. Pusa, M. "Accuracy considerations for Chebyshev rational approximation method (CRAM) in burnup calculations." In *proc. M&C 2013, Sun Valley, ID, May 5-9, 2013*

40. Valtavirta, V. and Leppänen, J. "New Stochastic Substep Based Burnup Scheme for Serpent 2." In proc. PHYSOR 2018, Cancún, México, Apr. 22-26, 2018.
41. Tuominen, R., Valtavirta, V. and Leppänen, J. "Application of the Serpent–OpenFOAM Coupled Code System to the SEALER Reactor Core." In proc. PHYSOR 2018, Cancún, México, Apr. 22-26, 2018.
42. Valtavirta, V. and Leppänen, J. "Effects of Fuel Temperature History Approximations on Neutronics Properties of a BWR Assembly." In proc. PHYSOR 2018, Cancún, México, Apr. 22-26, 2018
43. Westinghouse AP1000 Design Control Document Rev.19 – U.S. NRC, June 21, 2011
44. E. Ames. High-fidelity nuclear energy system optimization towards an environmentally benign, sustainable, and secure energy source. Ph.D. Thesis, Texas A&M University, College Station, USA, 2010
45. S.M. Bragg-Sitton. Light Water Reactor Sustainability Program. Advanced LWR Nuclear Fuel Cladding System Development Technical Program Plan. Idaho National Laboratory, December 2012