

**МІНІСТЕРСТВО ОСВІТИ І НАУКИ УКРАЇНИ
КИЇВСЬКИЙ НАЦІОНАЛЬНИЙ УНІВЕРСИТЕТ ІМЕНІ ТАРАСА
ШЕВЧЕНКА**

**НАЦІОНАЛЬНА АКАДЕМІЯ НАУК УКРАЇНИ
ІНСТИТУТ ЯДЕРНИХ ДОСЛІДЖЕНЬ**

*Кваліфікаційна наукова
праця на правах рукопису*

ПІОНТКОВСЬКИЙ ЮРІЙ ФЕДОРОВИЧ

УДК 621.039.51

ДИСЕРТАЦІЯ

**ВІДНОВЛЕННЯ ЕНЕРГОРОЗПОДІЛУ ПО ОБ'ЄМУ АКТИВНОЇ ЗОНИ
ВВЕР-1000 НА ОСНОВІ СИГНАЛІВ ДЕТЕКТОРІВ ПРЯМОГО ЗАРЯДУ**

01.04.16 – фізика ядра, елементарних частинок і високих енергій

Подається на здобуття наукового ступеня кандидата технічних наук.

Дисертація містить результати власних досліджень. Використання ідей,
результатів і текстів інших авторів мають посилання на відповідне джерело
_____ Ю.Ф. Піонтковський

Науковий керівник Каденко Ігор Миколайович,
доктор фіз.-мат. наук, професор

Київ – 2020

АНОТАЦІЯ

Піонтковський Ю.Ф. Відновлення енергорозподілу по об'єму активної зони ВВЕР-1000 на основі сигналів детекторів прямого заряду. – Кваліфікаційна наукова праця на правах рукопису.

Дисертація на здобуття наукового ступеня кандидата технічних наук за спеціальністю 01.04.16 «фізика ядра, елементарних частинок і високих енергій». Робота виконана на кафедрі ядерної фізики фізичного факультету Київського національного університету імені Тараса Шевченка. Захист відбудеться у спеціалізованій вченій раді ІЯД НАН України, Київ, 2020.

Дисертаційна робота присвячена вирішенню актуального науково-технічного завдання: підвищенню безпеки експлуатації ядерного палива у ядерному реакторі ВВЕР-1000 за допомогою зменшення невизначеності параметрів енерговиділення по об'єму активної зони (АкЗ) на основі сигналів детекторів прямого заряду (ДПЗ) – детекторів нейтронного випромінювання, що входять до системи внутрішньо реакторного контролю (СВРК).

Вирішення даного завдання зумовлено, зокрема, необхідністю розробки програмного забезпечення (ПЗ) для СВРК-М2 вітчизняного виробництва, оскільки на даний момент в експлуатації на українських АЕС використовується ПЗ російського виробництва та компанії Westinghouse. Основою для розробки даного ПЗ є вирішення задачі коректного врахування та відновлення струму ДПЗ для визначення лінійного енерговиділення (ЛЕВ) тепловиділяючих елементів (твел). Врахування накопиченого досвіду в експлуатації АЕС та сучасного рівня чисельного моделювання процесів переносу іонізуючого випромінювання в активній зоні (АкЗ) ядерного реактора дозволяють підвищити точність при визначенні ЛЕВ на противагу ПЗ, що сьогодні використовують на АЕС України.

У **Вступі** обґрунтовано актуальність досліджень, відображено її зв'язок з виконаними НДР. Визначено об'єкт та предмет дослідження, а відповідно до них – мету і завдання дослідження. Перераховано використані наукові методи дослідження. Представлено: наукову новизну отриманих результатів, особистий внесок здобувача, апробацію матеріалів дисертації, а також структуру та обсяг дисертації. Надано відомості щодо використання результатів досліджень.

Результати досліджень впроваджено при розробці прикладного програмного забезпечення модернізованої системи внутрішньореакторного контролю (СВРК-М2) в частині розробки алгоритмів та програм визначення енергорозподілу по об'єму активної зони ВВЕР-1000 на основі сигналів ДПЗ.

У **Першому розділі** проведено огляд детекторних систем, що використовуються для контролю потужності та відновлення енерговиділення в ядерних реакторах різних типів. Наведено систематизацію детекторів за діапазонами вимірювання щільності нейтронного потоку, для визначення якого їх використовують (пуск, проміжний та робочий режими), та за місцем їхнього розташування в реакторній установці РУ (в середині корпусу та/або поза його межами). Основну увагу приділено пропорційним лічильникам, камерам поділу, аеробольним системам та ДПЗ. Відмічено їхні основні характеристики, переваги та недоліки.

Розглянуто методологію визначення ЛЕВ на АЕС з реакторами типу ВВЕР. Також загострено увагу на тому, що в сучасних СВРК при відновленні параметрів енерговиділення в АкЗ перехідна функція від струму ДПЗ до ЛЕВ розраховується лише для 6-ти найближчих твелів до детектора, і що для зменшення невизначеності величини ЛЕВ її необхідно та можливо розраховувати для більшої кількості твелів. Також у даному розділі було сформульовано, а надалі й вирішено наступні задачі:

1. аналіз та вибір сучасних розрахункових кодів, що використовуються для нейтронно-фізичних розрахунків АкЗ реакторних установок, в тому числі порівняння результатів розрахунку даних кодів на базі експериментів з «критичними установками»;
2. розробка розрахункових моделей частини АкЗ реактору ВВЕР-1000 для дослідження формування сигналу ДПЗ;
3. дослідження локальної чутливості ДПЗ та впливу параметрів АкЗ на сигнал ДПЗ;
4. розробка розрахункової моделі для уточнення функції вигорання ДПЗ;
5. дослідження ДПЗ альтернативної конструкції;
6. розробка розрахункової моделі АкЗ дослідницького реактора ВВР-М ІЯД НАНУ, з метою визначення оптимального місця розташування збірки експериментальних ДПЗ вітчизняного виробництва в АкЗ дослідницького реактора.

У **Другому розділі** представлено результати валідаційної перевірки моделі формування сигналу ДПЗ на базі критичних експериментів (установка SF-9), розрахунку критичності для відпрацьованих ТВЗ ВВЕР-1000 у контейнерах для зберігання, та порівняльного аналізу результатів розрахунку в Монте-Карло кодах MCNP, SERPENT та SCALE. Отримано результати, які підтверджують, що всі розроблені чисельні моделі є достовірними і дозволяють з високою точністю розраховувати перехідну функцію ДПЗ.

У **Третьюму розділі** представлено розрахункову модель, що дозволяє досліджувати формування сигналу ДПЗ та вплив різних чинників на цей сигнал, зокрема, положення органів регулювання, концентрації борної кислоти та температури теплоносія.

Виконано оцінку локальної чутливості ДПЗ та вплив спектральних характеристик нейтронного поля на сигнал ДПЗ. Розраховано відносний внесок у сигнал ДПЗ від ТВЗ та по-твельний внесок для твелів збірки, до якої його встановлено. Обґрунтовано, чому при відновленні ЛЕВ необхідно враховувати в перехідній функції не тільки ряд твелів, що оточують канал нейтронних вимірів, в якому знаходяться ДПЗ. Визначено швидкості реакції радіаційного поглинання в об'ємах емітерів ДПЗ при різних параметрах теплоносія в АкЗ, що вказують на залежність сигналу ДПЗ від положення детектора по висоті АкЗ (так, сигнали з ДПЗ, що працюють на різній висоті АкЗ за однакової потужності твелів, можуть суттєву відрізнятися).

В Четвертому розділі висвітлено проблему врахування вигорання емітера ДПЗ при відновленні ЛЕВ в АкЗ. Представлено модель, що дозволяє визначати вигорання ДПЗ при заданій потужності ТВЗ та таких параметрах АкЗ, як: температура та концентрація борної кислоти. Вперше визначено вигорання ДПЗ за глибиною, а також те, яким чином ефект нерівномірності вигорання матеріалу емітера впливатиме на сигнал ДПЗ. Розраховано ймовірності вильоту електронів на один поглинутий нейтрон в залежності від глибини (по радіусу емітера), на якій відбулася реакція радіаційного поглинання.

Також запропоновано ДПЗ «альтернативної» конструкції, що дозволяє зменшити собівартість детектора без зменшення, або навіть покращення його чутливості до детектування нейтронів. Проведено дослідження на даній моделі, вказано на основні переваги такої конструкції.

В П'ятому розділі представлено результати розрахунків параметрів нейтронного поля в дослідницькому каналі, що виготовлений для виконання випробувань ДПЗ вітчизняного виробництва з метою вдосконалення його конструкції, в АкЗ дослідницького реактора ВВР М ІЯД НАН України.

Розраховано значення сигналу, який має генеруватися в кожному з 5-ти ДПЗ, у дослідницькому реакторі типу ВВР-М на потужності 4 МВт, та проведено порівняння з експериментальними даними для дослідницької збірки з 3-ох ДПЗ. Порівняння дозволяє стверджувати, що розроблена модель є коректною.

Ключові слова: детектор прямого заряду, лінійне енерговиділення, система внутрішнього реакторного контролю, перехідна функція ДПЗ, тепловидільна збірка, вигорання, щільність потоку нейтронів.

ABSTRACT

Piontkovskyi Yu.F. Unfolding of energy distribution in VVER-1000 reactor core based on the signals from self-powered neutron in-core monitors. – Qualification scientific manuscript.

Thesis for candidate (Philosophy doctor) degree (technical sciences) by specialty 01.04.16 – Nuclear, Particle and High Energy Physics. This work has been accomplished at Department of Nuclear Physics, Faculty of Physics, Taras Shevchenko National University of Kyiv. The defense will take place at Institute for Nuclear Research, the National Academy of Sciences of Ukraine, Kyiv, 2020.

This thesis is dedicated to solving an actual scientific-technical task: enhancement of an operational safety of nuclear fuel at VVER-1000 nuclear power reactor by means of lowering the uncertainties of energy distribution parameters within the reactor core based on the signals from self-powered neutron in-core monitors, being installed under the in-core instrumentation system (ICIS).

The necessity to solve this task is stipulated, in particular, by development of software for ICIS - СВРК-М2 of domestic production, because nowadays Ukrainian NPPs operate similar software of Russian Federation and Westinghouse production. The basis to develop such software is solving a task to correctly account for and

unfolding of a current from self-powered rhodium neutron in-core detectors for determination of the linear heat rate of fuel pins. The consideration of NPPs operational experience available as well as of up-to-date level of the numerical modeling of ionizing radiation transfer in the core of nuclear reactor allow to enhance the precision for the linear heat rate determination contrary to software, being used at Ukraine NPPs.

In the **Introduction** the actuality of research is justified and its' connection to scientific-research works is presented. An object, the subject of research, the aim and tasks of research are defined. All main scientific research methods are listed. The novelty of research results obtained, the personal contribution of the author, an approbation of thesis materials as well as the structure and the scope of work are presented. The statements dealing with research results utilization are also given.

All major results and achievements of this research work are inculcated in development of applied software for the upgraded ICIS - CBPK-M2 with regard to algorithms design and computation of the volumetric energy distribution in a reactor core of VVER-1000 unit based on the signals from self-powered rhodium neutron in-core monitors.

In **First Chapter** the review of the detector systems that are being used for different design NPP units power control and unfolding of the power flux is carried out. The systematization and analysis were performed of systems and detectors according to their neutron flux operational regions that are being used for reactor startup, intermediate and full power operation at NPPs worldwide. The in-core and ex-core locations of different power monitors are considered as well to unfolding the energy distribution in a reactor core. Major attention was paid to proportional counters, fission chambers, aeroball systems and self-powered rhodium neutron detectors. Their operational features, main advantages and drawbacks are considered.

The methodology for determination of the linear heat rate at NPPs with WWER reactors is contemplated, too. Separate attention was paid to the feature of modern ICIS developments, based on only the nearest 6 fuel pins being used for unfolding of power flux parameters in the transition function from self-powered rhodium neutron detectors to the linear heat rate in a reactor core. Meantime, to lowering the linear heat rate uncertainty, it is necessary and possibly the linear heat rate to be computed for greater amount of fuel pins closely located to self-powered rhodium neutron detector. Also in this Chapter the following tasks were formulated and further solved:

1. Analysis and selection of up-to-date calculational codes that are currently being used for reactor core neutronics calculations, including the comparison of computed results with “critical facilities” experiments;
2. development of computational WWER-1000 reactor core sectored models for studying self-powered rhodium neutron detector signal formation;
3. investigation of local sensitivity of self-powered rhodium neutron detectors to neutron flux and influence of reactor core parameters on their signals formation;
4. development of computational model to more precisely assessing self-powered rhodium neutron detector material burnup;
5. studying the alternative design for self-powered rhodium neutron detectors;
6. development of computational model to describe a formation of self-powered rhodium neutron detector signals within WWR-M research reactor core of Institute for Nuclear Research of the National Academy of Sciences of Ukraine to determine an optimal location for self-powered rhodium neutron detector testing assembly of domestic production to be installed and irradiated.

Second Chapter presents the results of validation check out of the model of self-powered rhodium neutron detector signal formation based on criticality experiment SF-9. Also criticality calculations were done for spent nuclear fuel

assemblies of VVER-1000 located within containers for storage and for comparative analysis of computational results obtained in Monte-Carlo codes MCNP, SERPENT and SCALE. The results confirmed the credibility of all numerical models developed to be further utilized for calculations of the transition function from self-powered rhodium neutron detector to the linear heat rate in fuel pins.

In **Chapter three** the computational model presented that allows to investigate the formation of self-powered rhodium neutron detector signals and influence on them of several factors, in particular, control rods positioning, boric acid concentration in water moderator, and coolant temperature.

The assessment of local sensitivity of self-powered rhodium neutron detector to neutron flux and influence of neutron field spectral parameters on self-powered rhodium neutron detector signal were performed. The relative contributions from a fuel assembly itself and separate fuel pins, in particular, to self-powered rhodium neutron detector, installed within this fuel assembly, were calculated. It was also justified the necessity to take into account not only a contribution of the nearest fuel pins, surrounding the neutron measurement channel with self-powered rhodium neutron detector installed, but also several other fuel pins to correctly calculate the transition function from self-powered rhodium neutron detector current to the linear heat rate. The volumetric reaction rates within self-powered rhodium neutron detector emitter were computed depending on different parameters of coolant. These rates are found to be also dependent on detector locations by height in a reactor core: self-powered rhodium neutron detector signal as a function of detector height positioning can vary significantly even for fuel pins of the same power.

In **Chapter Four** it was elucidated the problem of self-powered rhodium neutron detector material burnup in a neutron field while unfolding of the linear heat rate is being performed for reactor core. The model is presented to determine rhodium material burnup for certain fuel assembly generation power and reactor core

parameters like temperature and boric acid concentration of coolant. For the first time it was calculated rhodium material burnup as well as influence of non-uniform rhodium material burnup at self-powered rhodium neutron detector signal formation. The probabilities were calculated for electron escape per one neutron captured in rhodium material as a function of depth (rhodium detector emitter radius), at which neutron was radiatively adsorbed.

Also it was suggested an alternative design for self-powered rhodium neutron detector that allows to reduce its' cost and an amount of rhodium material for fabrication without lowering but even possible enhancement of its' sensitivity to neutron flux. Research was done for this new design and main advantages are clearly specified

In **Chapter Five** the main results of neutron field parameter calculations for VVR-M research reactor core channel, allocated for testing of self-powered rhodium neutron detector assembly of domestic production to improve its design, were presented.

The signal values were calculated for each out of 5 self-powered rhodium neutron detectors to be installed in VVR-M research reactor core rated at 4 MWt power. These values were compared with experimental results measured for the rhodium detectors testing assembly made of 3 self-powered rhodium detectors. The comparison confirmed an acceptability of our model developed.

Key words: self-powered rhodium neutron in-core monitor; linear heat rate; in-core instrumentation system; transition function of self-powered rhodium neutron in-core monitor; fuel assembly; burnup; neutron flux density.

Список публікацій здобувача

Наукові праці, в яких опубліковані основні результати дисертації

1. Борисенко В.И., **Пионтковский Ю.Ф.**, Горанчук В.В. Модель формирования сигнала внутризонного детектора нейтронов // Ядерна фізика та енергетика. 2016. Т. 17. №. 4. С. 364–373.

Здобувачу особисто належить аналіз технічної документації, підготовка даних, аналіз отриманих результатів

2. Борисенко В.И., Горанчук В.В., **Пионтковский Ю.Ф.**, Сапон Н.Н. Выбор консервативных допущений при обосновании ядерной безопасности систем хранения отработанного ядерного топлива // Ядерна та радіаційна безпека. 2017. №2 (74). С. 69–73.

Здобувачу особисто належить постановка задачі, проведення розрахунків, аналіз отриманих результатів.

3. Борисенко В.И., Горанчук В.В., **Пионтковский Ю.Ф.** Визначення консервативних припущень при обґрунтуванні ядерної безпеки систем зберігання ВТВЗ ВВЕР-440 // Науково-виробничий журнал «Ядерна енергетика та доквілля» № 1 (9). 2017. С. 13–17.

Здобувачу особисто належить проведення розрахунків, аналіз результатів.

4. Борисенко В.И., **Пионтковский Ю.Ф.**, Горанчук В.В. Исследование моделей родиевого эмиттера детектора прямого заряда // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобыля, вып. 28, научно-технический сборник, м.Чернобыль. 2017. С. 25–33.

Здобувачу особисто належить аналіз технічної документації, підготовка даних, аналіз отриманих результатів.

5. Борисенко В.І., **Піонтковський Ю.Ф.**, Порівняльний аналіз результатів числового моделювання в Монте-Карло кодах формування сигналу ДПЗ у ВВЕР-1000 // Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля, вип.31. С. 41–17.

Здобувачу особисто належить розробка моделі, проведення розрахунків, аналіз результатів.

6. Борисенко В.І., Горанчук В.В., **Піонтковський Ю.Ф.**, Тітімець І.О., Результати валідації розрахункових кодів SCALE і MCNP на даних критичних бенчмарк-експериментів на установці SF-9 // Науково-виробничий журнал «Ядерна енергетика та довкілля» № 1 (13). 2019. С. 18–22.

Здобувачу особисто належить розробка моделі, проведення розрахунків, аналіз результатів.

Опубліковані праці апробаційного характеру

7. **Піонтковський Ю.Ф.**, Борисенко В.І. Вплив параметрів активної зони ВВЕР-1000 на формування сигналу ДПЗ // Тези доповідей. XXIII щорічна наукова конференція Інституту ядерних досліджень НАН України. 01–05 лютого 2016. С. 104–105.

Здобувачу особисто належить розробка моделі, проведення розрахунків, аналіз результатів.

8. **Піонтковський Ю.Ф.**, Борисенко В.І., Врахування вигоряння ДПЗ в задачі відновлення енергорозподілу по активній зоні ВВЕР-1000 // Збірник доповідей. П'ята міжнародна науково-практична конференція «Безпека та ефективність атомної енергетики». Одеса, Україна. 5–9 вересня 2016. С.

Здобувачу особисто належить розробка моделі, проведення розрахунків, аналіз результатів.

9. **Піонтковський Ю.Ф.**, Борисенко В.І. Модель вигорання ДПЗ в задачі відновлення енергорозподілу по активній зоні ВВЕР-1000 // Тези доповідей. XXIV щорічна наукова конференція Інституту ядерних досліджень НАН України. 10–13 квітня 2017. С. 124–125.

Здобувачу особисто належить розробка моделі, проведення розрахунків, аналіз результатів.

10. Борисенко В.І., **Горанчук В.В.**, Піонтковський Ю.Ф., Сапон М.М. Аналіз ядерної безпеки систем зберігання відпрацьованого ядерного палива ВВЕР // Тези доповідей. XXIV щорічна наукова конференція Інституту ядерних досліджень НАН України. 10–13 квітня 2017. С. 112–113.

Здобувачу особисто належить проведення розрахунків, аналіз результатів.

11. **Піонтковський Ю.Ф.**, Борисенко В.І. Порівняння результатів формування сигналу ДПЗ у кодах SERPENT та MCNP. // Тези доповідей. XXV щорічна наукова конференція Інституту ядерних досліджень НАН України. 16–20 квітня 2018. С. 105–106.

Здобувачу особисто належить розробка моделі, проведення розрахунків, аналіз результатів

12. **Піонтковський Ю.Ф.**, Борисенко В.І. Дослідження параметрів нейтронного поля в дослідницькому каналі ВВР-М // Тези доповідей. XXVI щорічна наукова конференція Інституту ядерних досліджень НАН України. 8 – 12 квітня 2019 р. С. 86-87.

Здобувачу особисто належить розробка моделі, проведення розрахунків, аналіз результатів.

ЗМІСТ

АНОТАЦІЯ.....	2
ABSTRACT.....	6
ЗМІСТ.....	14
ПЕРЕЛІК УМОВНИХ ПОЗНАЧЕНЬ.....	17
ВСТУП.....	18
РОЗДІЛ 1. Контроль нейтронно-фізичних параметрів активної зони енергетичних ядерних реакторів.	25
1.1. Детектори контролю параметрів нейтронного потоку в реакторах типу PWR 26	
1.2. Детектори контролю параметрів нейтронного потоку в реакторах типу BWR28	
1.3. Детектори контролю параметрів нейтронного потоку в реакторах типу CANDU	30
1.4. Пропорційні лічильники	30
1.5. Камери поділу	32
1.6. Аеробольна система	35
1.7. Детектори прямого заряду.....	38
1.7.1. Характеристики ванадієвого емітера	41
1.7.2. Характеристики кобальтового емітера	41
1.7.3. Характеристики гафнієвого емітера.....	42
1.7.4. Характеристики срібного емітера.....	43
1.7.5. Характеристики платинового емітера	43
1.7.6. Характеристики родієвого емітера	44
РОЗДІЛ 2. Верифікація та валідація розрахункових моделей.....	55
2.1. Теоретичні засади розрахункових кодів.....	55
2.2. Валідація розрахункових кодів MCNP та SCALE на основі даних експериментів з критичності установки SF-9	59
2.2.1. Опис експерименту.....	60
2.2.2. Опис створених моделей та результати.....	63

2.3. Визначення консервативних припущень при обґрунтуванні ядерної безпеки систем зберігання ВТВЗ ВВЕР-1000 з використанням розрахункових кодів SCALE та MCNP.	66
2.3.1. Розрахункові схеми.....	69
2.3.2. Результати числових розрахунків	71
2.4. Верифікація результатів числового моделювання в Монте-Карло кодах формування сигналу ДПЗ у ВВЕР-1000	78
2.4.1. Моделі для чисельних розрахунків.....	78
2.4.2. Результати чисельних розрахунків	81
2.5. Висновки до розділу 2	85
РОЗДІЛ 3. Система внутрішнього реакторного контролю ВВЕР-1000: особливості функціонування та модельна реалізація окремих складових.....	87
3.1. Особливості родієвих ДПЗ.....	91
3.2. Чисельне моделювання формування сигналу ДПЗ за допомогою коду MCNP	94
3.3. Вплив органів регулювання на формування сигналу ДПЗ	108
3.4. Висновки до розділу 3	110
РОЗДІЛ 4. Вигорання детектора прямого заряду та відновлення лінійного енерговиділення в АкЗ ядерного реактора	112
4.1. Модель для числового моделювання.....	115
4.2. Результати моделювання.....	118
4.3. Модель ДПЗ з трьома емітерами.....	124
4.4. Висновки до розділу 4.	126
РОЗДІЛ 5. Визначення умов опромінення збірки детекторів прямого заряду в дослідницькому реакторі ВВР-М	128
5.1. Конструкція АкЗ дослідницького реактора типу ВВР-М.....	128
5.2. Розрахункова схема ВВР-М в MCNP для дослідження характеристик нейтронного поля.....	134
5.3. Результати чисельного розрахунку характеристик нейтронного поля у ВВР-М ІЯД НАНУ.....	139
5.4. Висновки до розділу 5	145

ВИСНОВКИ:	147
СПИСОК ВИКОРИСТАНИХ ДЖЕРЕЛ	149
ДОДАТОК 1.	161
ДОДАТОК 2.	164
ДОДАТОК 3.	169
ДОДАТОК 4.	175
ДОДАТОК 5.	176

ПЕРЕЛІК УМОВНИХ ПОЗНАЧЕНЬ

АЕС – атомна електрична станція;

АкЗ – активна зона;

АКНП – апаратура контролю нейтронного потоку;

БЦК – багатоцільовий контейнер;

ВВЕР – водо-водяний енергетичний реактор;

ВВР-М – водо-водяний енергетичний реактор дослідницький;

ВКП – внутрішньокорпусні пристрої;

ВЯП – відпрацьоване ядерне паливо;

ЛЕВ – лінійне енерговиділення;

СВРК – системи внутрішньо реакторного контролю;

СКВ – середньоквадратичне відхилення;

СУЗ – система управління та захисту;

твел – тепловидільний елемент;

ТВЗ – тепловидільна збірка;

ЩПН – щільність потоку нейтронів;

AMS (Aeroball Measurement System) – система визначення щільності потоку нейтронів в активній зоні з використанням детекторів-куль.

BWR (Boiling Water Reactor) – реактори з киплячим теплоносієм;

CANDU (Canada Deuterium Uranium) – водо-водяний реактор з важкою водою;

PWR (Pressurized Water Reactor) – реактор з водою під тиском;

ВСТУП

Актуальність роботи. На даний час в Україні атомна енергетика є однією з найважливіших складових енергозабезпечення: частка атомних електростанцій (АЕС) у загальному виробництві електроенергії в Україні за 2019 рік склала 53%. У той же час частка гідроелектростанцій від загального виробництва становить 7%, а на теплові електростанції (ТЕС) припадає 36%. При цьому для роботи ТЕС потрібне паливо (вугілля, природний газ, мазут), що в сучасних умовах призводить до збільшення енергозалежності країни від зовнішніх чинників. Тому безпечне та надійне функціонування АЕС є однією з найнеобхідніших умов забезпечення енергонезалежності та стабільності економіки країни.

Сьогодні в Україні знаходяться в експлуатації 4 АЕС, на яких діють 15 енергоблоків з реакторами водо-водяного енергетичного типу (ВВЕР) загальною встановленою потужністю 13835 МВт. Більшість енергоблоків працюють в понад проектний термін експлуатації (30 років – для ВВЕР-1000). Для подальшої безпечної експлуатації цих блоків потрібне обґрунтування їх безпечної експлуатації в понадпроектні строки та вдосконалення систем моніторингу стану реакторної установки з урахуванням накопиченого досвіду для РУ з ВВЕР та на основі розвитку комплексів нейтронно-фізичних розрахунків. Одним із основних критеріїв надійності та економічно вигідної роботи ядерного палива ВВЕР є лінійне енерговиділення твелів. На основі ЛЕВ (Вт/см) визначається об'ємне енерговиділення в паливі та щільність теплового потоку на поверхні твелів. Ці параметри використовуються для встановлення критичного теплового потоку в задачах «запасу до кризи теплообміну», а також при визначенні температури палива та оболонки твелу – важливих критеріїв безпеки.

У зв'язку з впровадженням «нових» видів палива при формуванні паливних завантажень від різних виробників (Westinghouse, АТ ТВЭЛ) та

планів роботи ВВЕР-1000 в маневрених режимах, задача відновлення ЛЕВ у паливі набуває особливої актуальності. Для запобігання в майбутньому ситуацій щодо виникнення проблем в експлуатації АЕС, в Україні необхідною є розробка вітчизняного програмного забезпечення для роботи системи внутрішньо реакторного контролю, однією з функцій якої є відновлення ЛЕВ у ядерному паливі. В СВРК важливим критерієм надійності при відновленні ЛЕВ є відповідність між сигналами детекторів прямого заряду (ДПЗ) та нейтронно-фізичними розрахунками. Тому коректна інтерпретація сигналів ДПЗ є визначальною у відновленні ЛЕВ, а точність цих даних безпосередньо впливає на безпеку використання ядерного палива в РУ.

На даному етапі розвитку обчислювальних методів і алгоритмів визначення перехідних функцій від струму ДПЗ до ЛЕВ стає можливим зменшити похибки або підвищити точність розрахунків ЛЕВ та врахувати залежності перехідних функцій від різних параметрів активної зони (АкЗ), чому і присвячена дана дисертаційна робота.

Зв'язок роботи з науковими програмами, планами, темами.

Основні наукові дослідження дисертаційної роботи виконано у відповідності з наступними національними та галузевими програмами: «Енергетична стратегія України на період до 2035 року» та «Комплексна «зведена» програма підвищення безпеки енергоблоків АЕС України» (пп. КзППБ № 13502, 14402).

Результати дисертаційної роботи використано при виконанні держбюджетної науково-дослідної роботи в ІІБ АЕС НАН України: «Розробка методів та засобів контролю коефіцієнтів реактивності ядерного реактора (РК 0112U004544, 2012-2016 рр.)», а також при виконанні договору між ДП «НАЕК «Енергоатом» та Міжнародним Центром ядерної безпеки Київського національного університету імені Тараса Шевченка за № 3407-1/18-НАЕК від

11.10.2013 р. на надання послуг на тему: «Послуги щодо надання професійної та технічної допомоги та консультаційні, не введені в інші угруповання.» (Обґрунтування впровадження палива ТВЗА-12 на енергоблоці № 4 Рівненської АЕС з коригуванням глав ОЗАБ).

Мета і завдання дослідження. Метою дослідження є вдосконалення системи детектування потоків нейтронного випромінювання в АкЗ ядерної установки шляхом підвищення точності визначення параметрів енерговиділення на основі сигналів ДПЗ СВРК для забезпечення експлуатації ядерного палива ВВЕР-1000.

Для досягнення поставленої мети дисертаційної роботи було поставлено та вирішено наведені нижче завдання наукового дослідження:

1. аналіз та вибір сучасних розрахункових кодів, що використовуються для нейтронно-фізичних розрахунків АкЗ реакторних установок, в тому числі порівняння результатів розрахунку даних кодів на базі експериментів з «критичними установками»;
2. розробка розрахункових моделей частини АкЗ реактору ВВЕР 1000 для дослідження формування сигналу ДПЗ;
3. дослідження локальної чутливості ДПЗ та впливу параметрів АкЗ на сигнал ДПЗ;
4. розробка розрахункової моделі для уточнення функції вигорання ДПЗ;
5. дослідження ДПЗ альтернативної конструкції;
6. розробка розрахункової моделі АкЗ дослідницького реактора ВВР-М ІЯД НАНУ, з метою визначення оптимального місця розташування збірки експериментальних ДПЗ вітчизняного виробництва в АкЗ дослідницького реактора.

Об'єкт дослідження: нейтронно-фізичні процеси в активній зоні ВВЕР-1000

Предмет дослідження: моделі, методи та засоби визначення енерговиділення в активній зоні ВВЕР-1000.

Методи дослідження:

- побудова ядерно-фізичної моделі системи детектування нейтронного випромінювання в АкЗ ядерної установки;
- чисельне моделювання та розрахунків нейтронно-фізичних характеристик АкЗ ВВЕР-1000 в кодах MCNP, SERPENT та SCALE;
- ймовірнісні методи визначення параметрів формування сигналів ДПЗ;

Наукова новизна отриманих результатів:

- вперше розроблено розрахункову модель формування сигналу ДПЗ, що дозволяє коректно фіксувати вплив основних параметрів АкЗ (таких як: температура, концентрація борної кислоти в теплоносії, положення ДПЗ за висотою АкЗ та положення органів регулювання системи управління та захисту (СУЗ)), на значення параметрів сигналу ДПЗ, які використовується при відновленні ЛЕВ в АкЗ;
- вперше досліджено локальну чутливість ДПЗ до твелів ТВЗ, до якої його встановлено, та до твелів сусідніх ТВЗ, і вперше встановлено залежності значень локальної чутливості ДПЗ від значень параметрів АкЗ;
- вперше побудовано функцію, що враховує вигорання ДПЗ та надає можливість аналізувати ефект нерівномірності вигорання емітера родієвого детектора по радіусу та розташування ДПЗ за висотою АкЗ;
- вперше досліджено процес формування сигналу ДПЗ альтернативної конструкції (з трьома емітерами), що дозволяє знизити собівартість

- детектора при використанні тієї ж кількості матеріалу емітера, що і в стандартних ДПЗ, або збільшити величину вихідного сигналу детектора;
- виконано дослідження щодо вибору практично ідентичного відносно жорсткості спектру нейтронів за енергією у реакторі типу ВВЕР-1000, місця розташування збірки з ДПЗ вітчизняного виробництва ДП «НАЕК Енергоатом» в АкЗ дослідницького ядерного реактора ВВР-М ІЯД НАНУ, та розраховано прогнозовані параметри вихідного сигналу ДПЗ у даній збірці.

Обґрунтованість та достовірність отриманих наукових результатів досягається використанням апробованих методів дослідження; застосуванням дозволених для роботи Державним підприємством «Національна атомна енергогенеруюча компанія «Енергоатом» та ліцензованих сучасних обчислювальних комп'ютерних кодів; якісним порівнянням результатів, отриманих як при використанні різних розрахункових комп'ютерних кодів, так і іншими авторами.

Практичне значення роботи полягає:

- розроблено розрахункові моделі формування сигналу ДПЗ, що надають можливість знизити невизначеність при відновленні ЛЕВ в АкЗ у СВРК, які наразі використовуються на АЕС України з реакторами типу ВВЕР-1000;
- результати використано при розробці прикладного програмного забезпечення модернізованої системи внутрішньореакторного контролю (СВРК-М2);
- результати використовувалися для виконання процедури вибору і обґрунтування відповідного місця розташування збірки ДПЗ в АкЗ дослідницького ядерного реактора ВВР-М.

Практичне використання результатів дисертації підтверджене актами впровадження (Додатки 4 та 5).

Особистий внесок здобувача. Основні положення та результати дисертаційної роботи автором було отримано самостійно. Автор брав безпосередню участь у проведенні наукових досліджень на всіх етапах виконання дисертаційної роботи, а саме:

- у формуванні мети та постановці завдань наукового дослідження;
- у розробці ядерно-фізичних моделей формування сигналу ДПЗ в АкЗ реактору типу ВВЕР-1000;
- при проведенні аналізу та систематизації результатів досліджень;
- у розробці розрахункових моделей для дослідження явища вигорання ДПЗ;
- у розробці розрахункової моделі АкЗ дослідницького реактора ВВР-М ІЯД НАНУ;
- при визначенні практично ідентичного щодо жорсткості спектру нейтронів за енергією у реакторі типу ВВЕР-1000, місця для опромінення в АкЗ реактору ВВР-М дослідницької збірки з ДПЗ вітчизняного виробництва

Апробація роботи – основні положення і результати роботи доповідалися і обговорювалися на наступних конференціях:

- 13-та щорічна наукова конференція Інституту ядерних досліджень НАН України, Київ, 1-5 лютого 2016 р., ІЯД НАНУ;
- 5-та Міжнародна наукова практична конференція «Безпека та ефективність атомної енергетики, Одеса, 5-9 вересня 2016 р., ОНПУ;
- 14-та щорічна наукова конференція Інституту ядерних досліджень НАН України, Київ, 10-13 квітня 2017 р., ІЯД НАНУ;
- 15-та щорічна наукова конференція Інституту ядерних досліджень НАН України, Київ, 16-20 квітня 2018 р., ІЯД НАНУ;

– 6-та Міжнародна наукова практична конференція «Безпека та ефективність атомної енергетики, Одеса, 4-6 вересня 2018 р., ОНПУ;

– 16-та щорічна наукова конференція Інституту ядерних досліджень НАН України, Київ, 8-12 квітня 2019 р., ІЯД НАНУ.

Публікації. За результатами дисертації опубліковано 12 наукових праць, у тому числі 6 статей – у провідних фахових виданнях (2 з яких входять до бази цитування SCOPUS) та 6 – у збірниках матеріалів конференцій.

Структура та обсяг дисертації.

Дисертація складається зі вступу, п'яти розділів, висновків та додатків. Робота викладена на 176 сторінках, містить 71 рисунок, 28 таблиць і список використаних джерел, що включає 112 найменування на 11 сторінках, та Додатки (15 сторінок).

РОЗДІЛ 1. Контроль нейтронно-фізичних параметрів активної зони енергетичних ядерних реакторів.

У даному розділі наведено огляд літературних джерел, присвячених розробці та експлуатації детекторних систем, що використовуються для відновлення полів енерговиділення в ядерних реакторах, зокрема: пропорційним лічильникам, камерам поділу, аеробольним системам та детекторам прямого заряду. Проведено аналіз розроблених підходів та методів розв'язання задачі визначення енергетичних характеристик АкЗ при переході від сигналу ДПЗ до ЛЕВ в АкЗ.

Для забезпечення робочих температур експлуатації та рівномірного вигорання ядерного палива проектом ядерно-енергетичної установки передбачено контроль потоку нейтронів та його розподілу по об'єму АкЗ реактора [1]. В реакторах на теплових нейтронах основна частина енергії виділяється внаслідок поділу ядер палива тепловими нейтронами та подальшого гальмування уламків поділу в паливній матриці. Тому детектори, що входять до складу систем безпечної експлуатації РУ, є найбільш чутливими до реєстрації саме теплових нейтронів.

Історично детекторні системи в ядерних реакторах розділяють на внутрішньокорпусні та позазонні [2]. Детектори, що знаходяться в межах АкЗ реактора, зокрема, в направляючих каналах, відносяться до класу внутрішньокорпусних або внутрішньозонних. Вони застосовуються для детального контролю розподілу потоку нейтронів в межах АкЗ реактора, зазвичай закріплюються в одному місці, хоча також можуть підводитися механічними приводами до локалізованого місця вимірювання параметрів нейтронного потоку і, очевидно, мають бути компактними (зазвичай, діаметр таких детекторів не перевищує 10 мм, а довжина може бути рівною висоті АкЗ. Так, для перших проектів реакторів з ВВЕР-440 система контролю нейтронного

поток по висоті та радіусу АкЗ здійснювалася на основі активації у вимірювальних каналах сталюого дроту з домішкою марганцю [3-5]). Позазонні детектори розташовуються на деякій відстані від активної зони і тому дозволяють детектувати інтегральний потік нейтронів по енергії. На відміну від внутрішньокорпусних детекторів, на позазонні детектори накладаються менш жорсткі обмеження щодо їх розмірів. Більшість детекторів для використання в РУ є газонаповненими, що дає можливість зробити їх менш чутливими для реєстрації гамма-випромінювання. Іншими перевагами таких детекторів є широкий діапазон детектування і довгий строк експлуатації під постійною дією значних полів іонізуючого опромінення. Сцинтиляційні детектори не є прийнятними для таких задач внаслідок високої гамма-чутливості та хибних спрацювань фотоелектронних помножувачів під дією іонізуючого опромінення. Напівпровідникові детектори є надзвичайно чутливими до радіаційних пошкоджень, що виникатимуть під дією інтенсивних потоків нейтронів та інших частинок, то ж вони також не використовуються в сучасних ядерних реакторах.

1.1. Детектори контролю параметрів нейтронного потоку в реакторах типу PWR

Детектори для контролю нейтронно-фізичних характеристик реакторів з водою під тиском (PWR – pressurized water reactor) розміщуються поза межами корпусу реактора і мають наступні ліміти, що визначають можливий діапазон коректної роботи: щільність нейтронного потоку: до $10^{11} \frac{n}{cm^2c}$, потужність експозиційної дози гамма-випромінювання: до $10^6 \frac{P}{год}$ і температура: до 100 °С.

Позазонні детектори є базовими для контролю та безпеки в реакторах типу PWR. При виборі детектора потрібно брати до уваги очікуваний рівень сигналу від нейтронів у порівнянні зі шумом, що виникатиме під дією фонового

випромінювання; а також швидкість формування відгуку детектора та можливість дискримінації сигналу внаслідок реєстрації гамма-випромінювання.

Кожен з цих критеріїв має своє значення для різних діапазонів потужності реактора, і в результаті система детектування нейтронних потоків складається з декількох підсистем детекторів, кожна з яких покриває певний діапазон потужності РУ [2,6], як зображено на Рис.1.1.

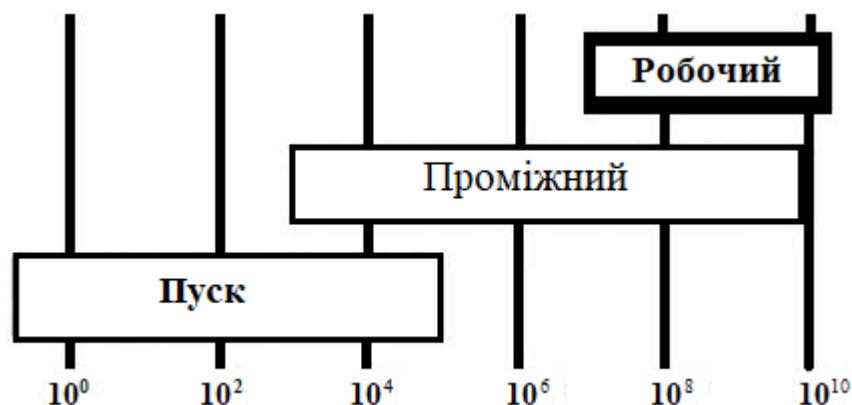


Рис. 1.1. Діапазони щільності нейтронного потоку, за яких працюють детектори у реакторах типу PWR

Найнижчі значення величин нейтронних потоків нейтронів є характерними для пускових операцій реактора, при підйомі потужності РУ, а також після його зупинення, що визначають режим роботи як діапазон джерела (ДД). Такі часові проміжки в експлуатації ядерних реакторів характеризується високим рівнем гамма-випромінювання продуктів поділу ядер палива в порівнянні з потоками нейтронів. За таких умов потрібно мати дуже надійні алгоритми для дискримінації гамма-випромінювання в детекторах нейтронів з метою уникнення спотворення величин щільності потоку нейтронів. Оскільки потік нейтронів у цьому діапазоні буде відносно низьким, камери поділу чи пропорційні лічильники, наповнені трифторидом бору BF_3 , можуть працювати в імпульсному режимі. По мірі збільшення потужності реактора, і, як наслідок, щільності потоку нейтронів, система детектування нейтронних потоків має

перейти в проміжній діапазон вимірювань (ДП), де не є можливою робота детекторів в імпульсному режимі внаслідок високих потоків нейтронів та кінцевого значення величини часової роздільної здатності детекторних систем. У даному діапазоні (ДП) щільність потоків гамма квантів є все ще суттєвою у порівнянні зі щільністю потоку нейтронів, тому «струмовий» режим роботи детекторів не є прийнятним для роботи детекторів. Найбільш розповсюдженим методом вимірів характеристик нейтронних потоків у високих полях гамма-випромінювання в даному проміжному діапазоні є використання компенсаційних іонізаційних камер для зменшення значення сигналу від гамма-випромінювання до сигналів детекторів нейтронного потоку. Третій діапазон роботи детекторних систем відповідає області повної робочої потужності реактора, тобто енергетичний діапазон, де нейтронні потоки за таких умов є настільки значними, що індукований струм в детекторах під дією гамма випромінювання не є суттєвим, то ж іонізаційні камери працюють в режимі вимірювання струму.

1.2. Детектори контролю параметрів нейтронного потоку в реакторах типу BWR

В реакторах з киплячим теплоносієм (BWR - Boiling Water Reactor), системи нейтронних вимірів, як і в реакторах PWR, мають три діапазони вимірів, що перекриваються, як показано на Рис. 1.2.

На відміну від систем, що використовуються в PWR, детектори для контролю потужності реактора встановлюється в межах АкЗ BWR. Також у киплячих реакторах використовується більша кількість детекторів для нейтронних вимірів у порівнянні з PWR[2,6,7].

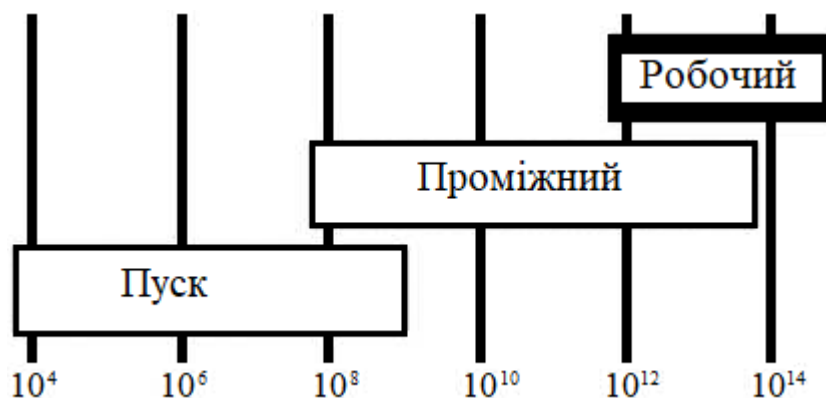


Рис. 1.2. Діапазони щільності нейтронного потоку, за яких працюють детектори у реакторах типу BWR

Система контролю нейтронної потужності для пускових операцій (ДД) зазвичай складається з чотирьох внутрішньокорпусних камер поділу, що працюють в імпульсному режимі. Даний режим дозволяє проводити дискримінацію сигналів реєстрації гамма-випромінювання, що є важливим при вимірюванні відносно низьких потоків нейтронів на фоні високих потоків гамма-квантів. Для проміжного діапазону потужності РУ використовують вісім внутрішньокорпусних камер поділу, що працюють в режимі детектування флуктуацій. Режим флуктуацій сприяє підвищенню якості відгуку детектора до нейтронів і дає можливість сформулювати сигнал, що дозволяє відслідковувати безпечний стан експлуатації реактора. Для контролю реактора на потужності використовують систему детектування нейтронів, що, зазвичай, складається з 144-164 камер поділу, розташованих по об'єму АкЗ. Ці детектори працюють в режимі струму і мають назву детекторів локального енерговиділення (LPRM – local power range monitors). Використання детекторів у режимі струму забезпечує гарний нейтронний відгук на рівнях високих потоків нейтронів в АкЗ, що лежать в межах від 2% до 150% повної потужності реактора. Система контролю розподілу потоку нейтронів по об'єму АкЗ базується на двох типах детекторів. Перший тип детекторів має інконельний емітер і використовується для системи контролю АкЗ. Другий має ванадієвий емітер і використовується

для побудови картограми потоку нейтронів по АкЗ реактора. Для перевірки достовірності інформації з розподілу потоку нейтронів по АкЗ використовують показники датчиків витрат теплоносія, а також значення різниці температур на вході та виході з тепловидільної збірки/паливного каналу.

1.3. Детектори контролю параметрів нейтронного потоку в реакторах типу CANDU

У реакторах CANDU передбачено три системи для виміру потоків теплових нейтронів, що перекривають увесь діапазон потужності реактора[[2,8-10](#)]. Система для контролю параметрів нейтронного поля під час режиму пуску (ДД) покриває область від 10^{-14} до 10^{-6} від повної потужності реактора. Система на основі іонізаційних камер працює в діапазоні від 10^{-7} до 1,5 відносних одиниць від повної потужності реактора. Система внутрішнього реакторного контролю потоку нейтронів дає можливість контролювати просторовий розподіл потужності в межах від 10% до 120% повної потужності РУ. Для валідації картограми нейтронного потоку в межах АкЗ використовують дані з датчиків виміру різниці температури теплоносія на вході та виході з каналу та його витрати. Система локального моніторингу нейтронного потоку складається з детекторів прямого заряду з ванадієвими емітерами, що розподілені по всьому об'єму активної зони.

1.4. Пропорційні лічильники

Широко застосовуваним детектором для теплових нейтронів є пропорційний лічильник з наповненням BF_3 [[2,11,12](#)]. У цих пристроях трифторид бору слугує як мішень для нейтронів, що продукує заряджені альфа частинки, які під дією зовнішньої напруги іонізують газ. Газ BF_3 було обрано для формування газового середовища, що заповнює лічильник, на підставі

високої об'ємної концентрації бору та гарних властивостей газу при формуванні пропорційного режиму роботи. В усіх детекторах борна компонента є високо збагаченою за ^{10}B , що підвищує його ефективність реєстрації нейтронів у 5 разів, якщо порівнювати з природнім ізотопним співвідношенням ізотопів бору. Тиск газу в детекторах лежить в межах 0,5 – 1,0 атм. Конструкційно пропорційний лічильник складається зі зовнішнього циліндричного катода і центрального тонкого дроту – аноду, простір між катодом і анодом заповнено газом BF_3 . Така конструкція забезпечує високу напруженість електричного поля біля катода. Як матеріал для катода використовують нержавіючу сталь чи алюміній. Між анодом (1) та катодом (2) прикладають різницю напруги 2-3 кВ (Рис. 1.3). Анод і катод розміщують в герметичному корпусі (3).

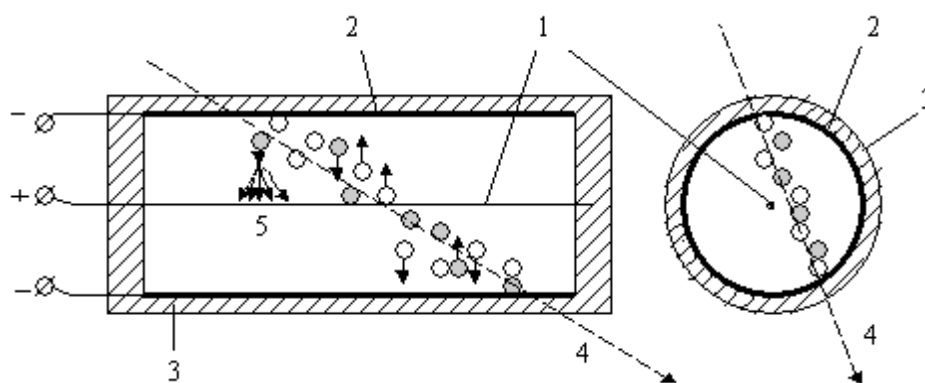
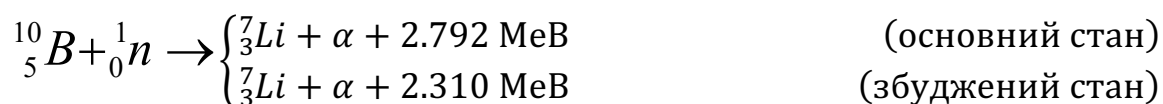


Рис. 1.3. Пропорційний лічильник

Нейтрон, попадаючи в об'єм детектора, з відповідним перерізом поглинається ядрами ^{10}B . В результаті даної реакції утворюється альфа частинка та ядро літію-7 у збудженому (94%) чи основному (6%) станах, як показано нижче:



Енергія виходу реакції буде перерозподілятися між ядром літію-7 та альфа частинкою, що може бути легко розрахованою, використовуючи закон збереження енергії та імпульсу:

$$E_{Li} + E_{\alpha} = Q = 2.31 \text{ MeV} \quad (1.4.1)$$

$$m_{Li}v_{Li} - m_{\alpha}v_{\alpha} = 0 \quad (1.4.2)$$

Враховуючи рівняння (1.4.1) та (1.4.2) отримуємо $E_{Li} = 0.84 \text{ MeV}$ та $E_{\alpha} = 1.74 \text{ MeV}$. Альфа частинка та ядро літію-7 мають достатню кінетичну енергію для іонізації газу, що і призводить до появи електронів та іонів уздовж напрямку їх руху (стрілка 4 на Рис. 1.3), які під дією прикладеної різниці потенціалів будуть дрейфувати у різних напрямках (електрони до аноду, іони до катоду). Різниця напруги, що дозволяє прискорювати первинні електрони, надаватиме їм достатньої енергії для вторинної іонізації, що, в свою чергу, призводить до зростання струму (в інтегральному режимі роботи), чи амплітуди (в імпульсному режимі детектора). Амплітуда сигналу на виході детектора є пропорційною кількості зареєстрованих нейтронів.

1.5. Камери поділу

Даний тип детекторів є певною модифікацією іонізаційних камер, що призначений для реєстрації теплових нейтронів. Стінки камери зазвичай покриваються шаром високозбагаченого урану. Як правило, електроди в камері поділу виготовляють з нержавіючої сталі, а робочий діапазон напруги лежить від 50 до 300 В. Простір в камері заповнюють інертним газом, у більшості випадків це аргон, що знаходиться під тиском в декілька атмосфер. Підвищений тиск у камері гарантує, що уламки поділу не покидатимуть об'єм детектора.

Під дією нейтронного опромінення процес поділу важких ядер, що є нанесеними у вигляді шару матеріалу на внутрішню стінку такого детектору, застосовується для реєстрації нейтронів. При поділі ядра утворюються уламки поділу з сумарною кінетичною енергією більше 160 MeV. Дані уламки, як правило, є нейтронно надлишковими і тому β^- активними. Також окрім реєстрації нейтронів у чутливому об'ємі детектора внаслідок іонізаційних ефектів, що виникають в газі під дію уламків поділу, можливе детектування нейтронів за реєстрацією електронів.

Для покриття стінок камери обирають шар, що містить важкі елементи, які діляться при поглинанні нейтронів. Частіше за все використовують ^{233}U , ^{235}U , ^{239}Pu , оскільки ці ізотопи зазнають поділу під дією нейтронів будь якої енергії. Можливе використання ізотопів ^{232}Th , ^{238}U , ^{232}Pa , ^{209}Bi , ^{237}Np , але на них реакція поділу є пороговою, тож значення порогової енергії для цих ізотопів наведено в табл. 1.1. Камери поділу, в яких використовують матеріал з пороговими значеннями енергії поділу, називають пороговими камерами поділу, їх використовують, як правило, для детектування швидких нейтронів.

Таблиця 1.1 Значення порогової енергії нейтрона для реакції поділу

Ізотоп	^{232}Th	^{238}U	^{232}Pa	^{237}Np
$E_{\text{пор}}$, MeV	0,75	0,5	1,45	1,75

Вигорання нейтронно-чутливого матеріалу є серйозною проблемою для довгострокової роботи внутрішньокорпусних детекторів. Для прикладу, в камері поділу з ^{235}U амплітуда сигналу з детектора падає на 50% після взаємодії з інтегральним флюенсом нейтронів $1,7 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ [13]. Одним з методів боротьби з цим ефектом є використання суміші з нейтронно-чутливого матеріалу (^{235}U , ^{239}Pu) та матеріалу (^{234}U , ^{238}U), що під дією швидких нейтронів в подальшому перетворюється в чутливі до теплових нейтронів ізотопи (^{235}U ,

^{239}Pu). Час роботи камери поділу з даною сумішшю значно зростає. Наприклад, у камерах поділу, вкритих із внутрішньої сторони матеріалом, що складається з $^{238}\text{U}+^{239}\text{Pu}$, сигнал змінюється лише на $\pm 5\%$ при накопиченні флюенсу до $4,8 \times 10^{21} \text{ Н/см}^2$. Схожий результат отримують і в камерах поділу з використанням суміші ^{234}U та ^{235}U [14,15].

Камери поділу, в основному, працюють в імпульсному режимі при малих рівнях потужності РУ, що дає можливість шляхом амплітудної дискримінації відсікти γ – фон, оскільки імпульси від уламків поділу за амплітудою в багато разів перевищують амплітуди імпульсів від гамма- квантів.

Для збільшення ефективності реєстрації нейтронів камерою поділу потрібно ввести до її об'єму якомога більше нейтронно-чутливого матеріалу. З цією метою часто камери створюються багат шаровими, де простір між шарами розділено газовим проміжком. Наприклад, як показано на Рис. 1.4, в сталевому циліндричному корпусі (1) до ізолятора (3) прикріплено алюмінієві концентричні циліндри (2), на поверхню яких нанесено шар нейтронно-чутливого матеріалу. Циліндри з'єднуються через один, в результаті чого отримуємо систему з іонізаційних камер. Робоча напруга подається на високовольтний електрод (4) і сигнал знімається з роз'єму (5).

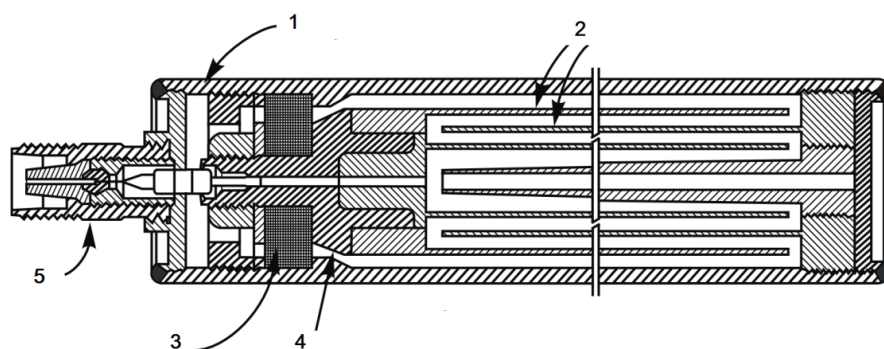


Рис. 1.4. Пропорційна камера [16]

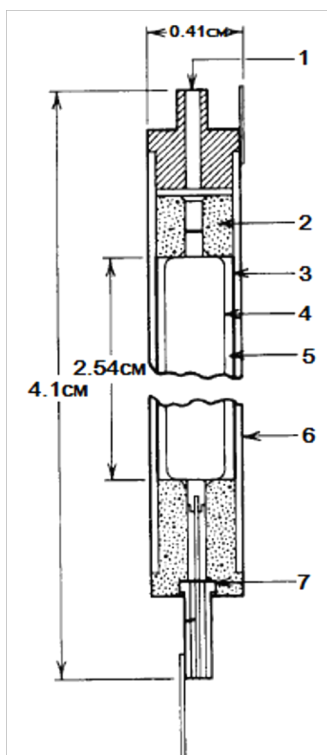


Рис. 1.5. Камера поділу реактора типу BWR [17]

Типову конструкцію камери поділу, що використовується в реакторах з киплячим теплоносієм, представлено на Рис. 1.5, де: 1 – вхідне вікно, що заварюється після заповнення камери аргонном; 2 – ізоляційний шар; 3 – покриття камери аргонном; 4 – внутрішній електрод; 5 – газ-аргон, що заповнює камеру; 6 – зовнішній електрод; 7 – паяний ущільнювач, до якого підключається аналізатор сигналу детектора.

Для іонізаційних камер поділу, які знаходилися під впливом нейтронного опромінювання з великою щільністю потоку протягом тривалого строку, буде спостерігатися явище залишкового струму, або ефект пам'яті.

Причина виникнення залишкового струму в камері поділу після припинення її опромінення в нейтронному полі полягає в іонізації газу в детекторі під дією продуктів бета розпаду та емісійних гамма-квантів від уламків ядер, що зазнали поділу. Даний ефект потрібно враховувати при експлуатації камер поділу на АЕС.

1.6. Аеробольна система

Аеробольна система (Aeroball Measurement System – AMS) [18-20] використовується для визначення густини нейтронного потоку в активній зоні РУ і для калібрування сигналів детекторів прямого заряду.

Рухомі зонди представляють собою стеки аероболів, що знаходяться в каналах по висоті активної зони, щоб визначити густину потоку нейтронів в

АкЗ реактора. Аероболі – сталі кульки, які містять в собі елемент ванадій. Пневматична система подачі використовує газ азот, щоб доставити стеки аероболів до АкЗ, де вони будуть опроміненими. Після опромінення кульки виводяться з АкЗ через магнітну систему зупинення та розміщуються на вимірювальному столі в ARM-кімнаті, що знаходиться в межах гермооболонки. Канал AMS-системи, який вставляється до АкЗ, складається з двох коаксіальних труб (тиску та труба для кульок), що знаходяться в захисному сталевому чохлі.

Магнітна система зупинки знаходиться за межами корпусу реактора, як показано на Рис. 1.6. Коли дана система закрита, вона утримує стеки аероболів над реактором. У відкритому стані вона пропускає кулі до АкЗ чи до вимірювального столу.

Аероболі виготовляються у формі кульок із діаметром 1,7 мм та терміном служби, що відповідає часу роботи АЕС без необхідності їхньої заміни. Вони переміщуються по каналах з діаметром 2 мм і товщиною стінки 0,5 мм. Всього через активну зону проходить 40 каналів для транспортування куль з ванадієм. Ці канали розділено на чотири підсистеми.

Після опромінення куль в реакторі із застосуванням пневматичної системи їх переміщують на стіл вимірів, що складається з десяти пучків детекторів і 10 каналів для вимірів. Кожен пучок детекторів містить тридцять шість детекторів, рівновіддалених один від одного по довжині пучка. Для детектування активності куль в ARM-системі використовують кремнієві напівпровідникові детектори планарного типу. На столі для вимірів можуть розміщуватися стеки тільки однієї з чотирьох підсистем ARM.

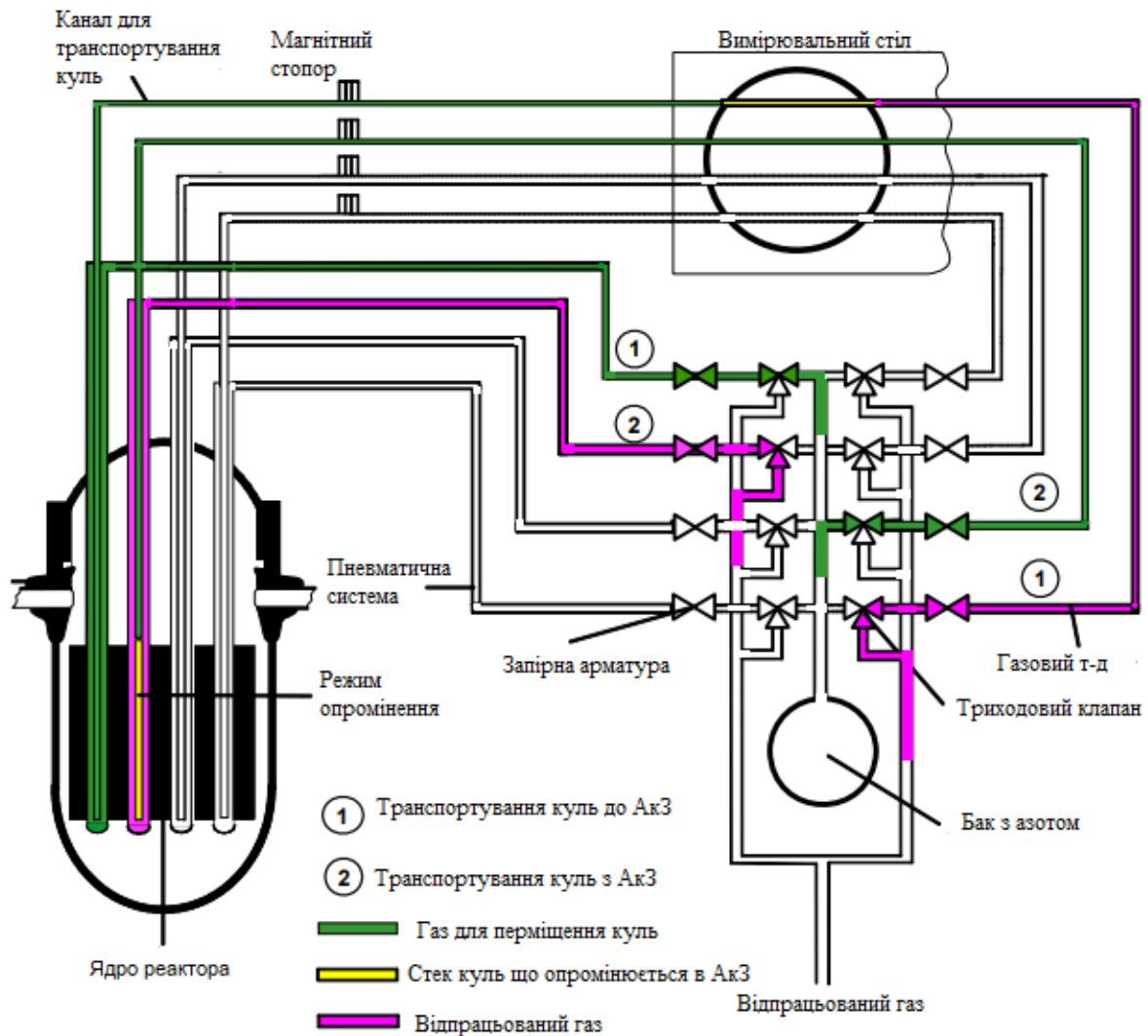


Рис. 1.6. Схематичний вигляд ARM-системи

Для визначення густини потоку нейтронів (розподілу енерговиділення) в АкЗ реактор в ARM-системі використовують реакцію активації ванадію під дію нейтронного опромінення. В сталевих кульках є ядра ^{51}V , які після поглинання нейтронів перетворюються в ^{52}V , який є β^- радіоактивним з періодом напіврозпаду 3,7 хв з дочірнім ядром ^{52}Cr . Інтенсивність гамма-квантів, що випромінюються під час даного розпаду, вимірюється детекторами даної системи. Вимірjana інтенсивність є пропорційною потоку нейтронів в активній зоні реактора. На основі сигналів, отриманих системою детекторів з вимірвального столу, відновлюється енерговиділення в АкЗ реактора.

Час опромінення аеробольних стеків в АкЗ приблизно одна хвилина. Тривалість повного циклу від подачі шарів в АкЗ до відновлення розподілу енерговиділення представлено на Рис. 1.7 і складає приблизно 12 хв.

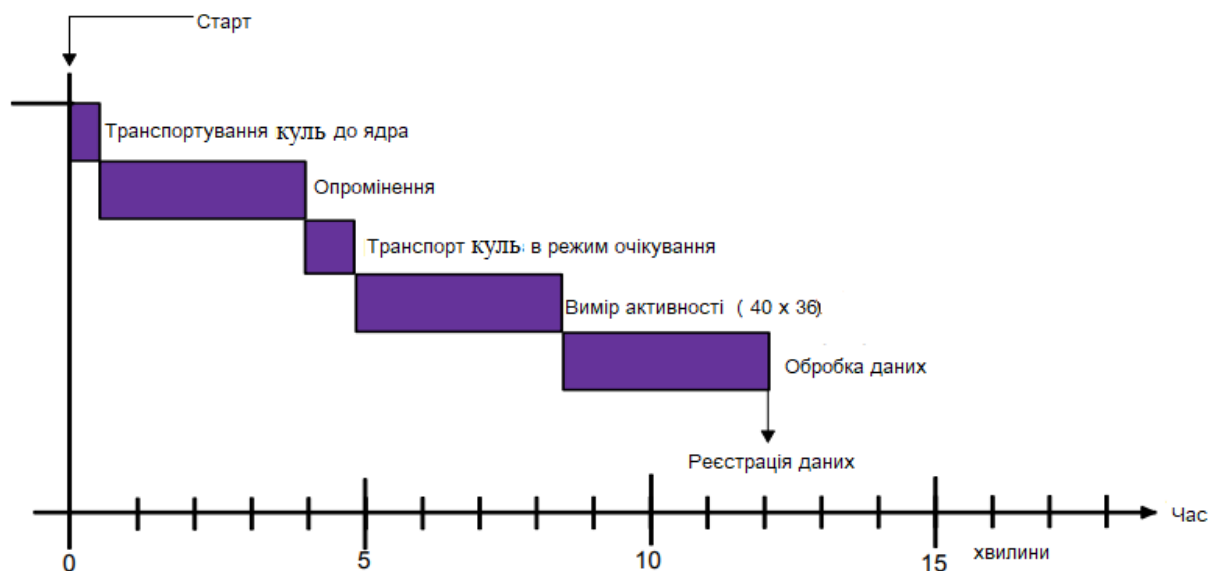


Рис. 1.7. Цикл виміру з використанням аеробольної системи

1.7. Детектори прямого заряду

В детекторах прямого заряду реакція радіаційного поглинання нейтронів використовується для генерування струму, що є пропорційним щільності потоку нейтронів в АкЗ реактора. У порівнянні з іншими внутрішньо корпусними детекторами, ДПЗ мають певні переваги, а саме:

- відсутність потреби живлення детекторів;
- простота й надійність конструкції;
- відносно малі геометричні розміри для внутрішнього зонного встановлення;
- гарна стабільність під впливом високих температур та тиску;
- низьке вигорання (але є залежність від матеріалу емітера).

Окрім переваг ДПЗ також мають певні недоліки:

- обмежений робочий діапазон внаслідок низької чутливості до нейтронів;
- необхідність компенсації фонового шуму (для деяких емітерів);
- значний час затримки сигналу (для деяких емітерів).

Типову схему ДПЗ наведено на рис. 1.8, що представлена коаксіальним кабелем, який складається з внутрішнього електроду (емітера), навколо якого знаходиться ізолятор та зовнішній електрод (колектор). Сигнальний кабель до детектора виконується в інтегральній компоновці, тобто сигнальну жилу із кабелю напряду з'єднано з емітером, ізолятори обох секцій (детектора, сигнального кабелю) є ідентичними, колектор також є зовнішню жилою сигнального кабелю.

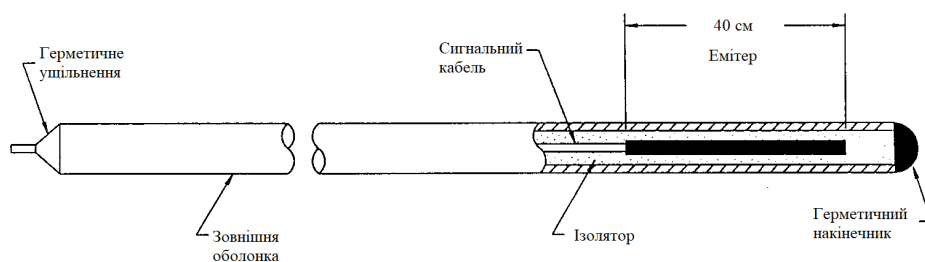


Рис. 1.8. Інтегральна компоновка ДПЗ

Детектори такої конструкції називаються інтегральними ДПЗ. Окрім такої компоновки, є модульні ДПЗ (рис. 1.9) [21], в яких детекторна частина і сигнальний кабель є просторово розділеними.

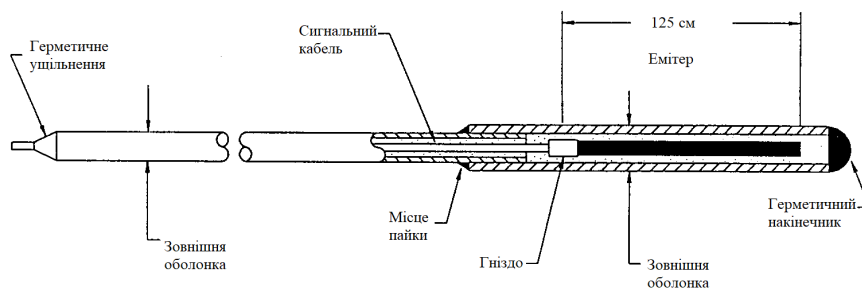


Рис. 1.9. ДПЗ модульної компоновки

До вибору матеріалу емітера застосовують певні вимоги, а саме: великий переріз радіаційного поглинання нейтронів, висока температура плавлення, стійкість до високих потоків опромінення, тощо.

Для ядерних реакторів зазвичай як матеріал для емітера в ДПЗ використовують Родій-103, Ванадій-51, Кобальт-59, природні суміші ізотопів гафнію, платини та срібла. Ці матеріали обирають на підставі їх відносно високих температур плавлення, великих перерізів радіаційного поглинання теплових нейтронів та прийнятних технологічних можливостей їх використання при виготовленні детекторів. Застосування для емітерів матеріалів на кшталт кадмію, гадолінію та ербію є також можливим, проте використання ДПЗ з ними в ядерних енергетичних установках (ЯЕУ) не знайшло широкого застосування. В табл. 1.2 наведено деякі важливі характеристики різних емітерів ДПЗ та області їхнього застосування в ЯЕУ.

Таблиця 1.2 Характеристики основних матеріалів що використовуються для виготовлення емітерів ДПЗ[21,22]

Матеріал емітеру	Переріз поглинання для теплових нейтронів, барн	Застосування
^{59}Co	37	LWR – вимірювання потоку; контроль потужності РУ.
^{195}Pt	24	LWR – вимірювання потоку. HWR – контроль потужності.
^{103}Rh	145	LWR – вимірювання потоку.
^{51}V	4,9	HWR – вимірювання потоку. LWR – вимірювання потоку.
HfO_2	115	РБМК – вимірювання потоку; локальний контроль потужності; система захисту.
Ag	64,8	РБМК – вимірювання потоку

1.7.1. Характеристики ванадієвого емітера

При використанні детектора прямого заряду з ванадієм враховують ізотопний склад емітера: ^{50}V та ^{51}V , для яких масова частка складає 0,24 і 99,75% відповідно. Переріз поглинання теплових нейтронів складає 100 барн для ^{50}V , який зазнає перетворення на ^{51}V (стабільний ізотоп), та 4,9 барн для ^{51}V з періодом напіврозпаду 3,76 хв. Для ^{51}V переріз радіаційного поглинання підпорядковується закону $1/v$, де v – швидкість нейтрона, та не має резонансів в тепловій та епітепловій областях енергій нейтронів.

Швидкість вигорання матеріалу емітера складає $0,012 \frac{\%}{\text{місяць}}$ під дією потоку теплових нейтронів зі щільністю $10^{13} \frac{\text{н}}{\text{см}^2 \cdot \text{с}}$. Сигнал детектора на 99% складається з сигналу із часом затримки 3,76 хв, та на 1% із миттєвої складової, що виникає під дією гамма-випромінювання.

Як проміжний висновок, детектор з ванадієвим емітером має низьку чутливість до нейтронного потоку, повільно вигоряє, вносить мінімальні збурення у форму нейтронного поля в реакторі, але має довгий час затримки при формуванні сигналу.

1.7.2. Характеристики кобальтового емітера

Даний емітер на 100% складається з ^{59}Co , що має переріз радіаційного поглинання 37 барн для теплових нейтронів. Після поглинання нейтрона цей ізотоп перетворюється на ^{60}Co з емісією гамма-квантів. Дочірнє ядро є бета-активним з періодом напіврозпаду 5,27 р. Сигнал детектора є практично миттєвим, але потребує компенсації в зв'язку з накопиченням радіоактивних ізотопів ^{60}Co та ^{61}Co .

ДПЗ з кобальтовим емітером має відносно низьку чутливість, помірну швидкість вигорання ($0,094 \frac{\%}{\text{місяць}}$ під дією потоку теплових нейтронів зі щільністю $10^{13} \frac{H}{\text{см}^2 \cdot \text{с}}$) і сигнал з нього формується практично без часової затримки.

1.7.3. Характеристики гафнієвого емітера

Ізотопний склад емітера (разом з характеристиками ізотопів) наведено в табл. 1.3 [23-25].

Таблиця 1.3 Характеристики ізотопів гафнію

Ізотоп	Масова частка %	Переріз поглинання теплових нейтронів, барн	Дочірнє ядро	Період напіврозпаду
^{174}Hf	0,18	390	^{175}Hf	70 днів
^{176}Hf	5,20	15	$^{177\text{m}}\text{Hf}$	51,4 хв
^{177}Hf	18,50	380	$^{178\text{m}}\text{Hf}$	31 років
^{178}Hf	27,14	75	$^{179\text{m}}\text{Hf}$	25,1 днів
^{179}Hf	13,75	65	$^{180\text{m}}\text{Hf}$	5,5 годин
^{180}Hf	35,23	14	$^{181\text{m}}\text{Hf}$	42,4 днів

Оксид гафнію HfO_2 має усереднений переріз поглинання теплових нейтронів ~ 115 барн. Перетворення ізотопів гафнію один в інший під дією нейтронного поля дозволяє збільшити час експлуатації детектора.

Сигнал детектора на 96% – це миттєва складова від гамма-квантів та 4% – складова від гамма-випромінювання продуктів розпаду. Вигоряння емітера під дією теплових нейтронів зі щільністю потоку $10^{13} \frac{H}{cm^2 \cdot c}$ складає $0,3 \frac{\%}{місяць}$.

1.7.4. Характеристики срібного емітера

Такий емітер складається з ізотопів срібла ^{107}Ag та ^{109}Ag з масовою часткою 51,82 та 48,18%, відповідно. Після поглинання нейтронів ядра перетворюються в ^{108}Ag (період напіврозпаду 2,42 хв.) та ^{110}Ag (період напіврозпаду 24,4 с) з перерізами реакції 35 та 93 барн, відповідно. Реакція радіаційного поглинання нейтронів на сріблі має декілька резонансів в області 5 – 134 еВ.

Сигнал детектора складається з трьох частин: на 66% з часом затримки 24,4 с, на 25% з часом затримки 2,42 хв. та на 9% - з миттєвої складової. Швидкість вигорання емітера складає $0,16 \frac{\%}{місяць}$ під дією нейтронного потоку

зі щільністю $10^{13} \frac{H}{cm^2 \cdot c}$.

1.7.5. Характеристики платиного емітера

Емітер платиного ДПЗ складається з 5 стабільних ізотопів, характеристики яких наведено в табл. 1.4 нижче.

Таблиця 1.4 Характеристики ізотопів платини

Ізотоп	Масова частка %	Активаційний переріз, б	Дочірнє ядро	Період напіврозпаду
^{192}Pt	0,78	14	^{193m}Pt	4,3 днів

Ізотоп	Масова частка %	Активаційний переріз, б	Дочірнє ядро	Період напіврозпаду
^{194}Pt	32,90	2	$^{195\text{m}}\text{Pt}$	4,1 днів
^{195}Pt	33,80	24	^{196}Pt	Стабільний
^{196}Pt	25,30	1	$^{197\text{m}}\text{Pt}$	1,3 годин
^{198}Pt	7,22	4	^{199}Pt	30,8 хв.

Сигнал у детекторі з платиновим емітером є практично миттєвим і складається з нейтронної та гамма-складової, при цьому 93% сигналу – це гамма складова і 7% - нейтронна складова (для легководних реакторів).

Швидкість вигорання емітера – $0,03 \frac{\%}{\text{місяць}}$ під дією потоку теплових нейтронів

зі щільністю $10^{13} \frac{n}{\text{см}^2 \cdot \text{с}}$.

1.7.6. Характеристики родієвого емітера

Матеріал емітера такого ДПЗ майже на 100% складається з ^{103}Rh , що має переріз поглинання теплових нейтронів у 145 барн та резонанс з енергією 1,25 еВ. Для реакцій поглинання нейтрона на родії маємо два можливих стана ядра у вихідному каналі: з ймовірністю 0,08 ядро ^{103}Rh зазнає перетворення в ядро $^{104\text{m}}\text{Rh}$, чи з ймовірністю 0,92 – в ядро $^{104\text{g}}\text{Rh}$, яке є бета-активним з періодом напіврозпаду 42 с. Ізотоп $^{104\text{m}}\text{Rh}$ має період напіврозпаду 4,4 хв., через емісію гамма-кванта ядро переходить до основного стану ^{104}Rh .

З урахуванням таких особливостей схеми розпаду ядра ^{104}Rh , сигнал детектора з родієвим емітером на 92% складається з компоненти з часом затримки 42 с, та на 8% з компоненти з часом затримки 4,4 хв. Швидкість

вигорання емітера складає $0,39 \frac{\%}{\text{місяць}}$ під дією потоку теплових нейтронів зі щільністю $10^{13} \frac{H}{\text{см}^2 \cdot \text{с}}$, що є найкращим показником серед інших матеріалів, з яких виготовляють емітери.

Основними характеристиками детектора є його чутливість до теплових нейтронів ($\frac{A}{H}$), чутливість до гамма-квантів ($\frac{A}{P \cdot \text{год}}$) з енергіями 1,17 та 1,33 МеВ при розпаді ^{60}Co , та час відгуку (затримки). Геометричні розміри типових ДПЗ та деякі важливі характеристики даних детекторів, що широко використовуються в ядерній енергетиці в різних країнах, наведено в табл. 1.5 [22, 26-28]. З аналізу наведених даних видно, що найбільшу відносну чутливість до нейтронного поля має детектор саме з родієвим емітером.

Таблиця 1.5 Порівняння характеристик ДПЗ з різними емітерами

Матеріал емітера	Родій	Ванадій	Кобальт	Гафній	Срібло	Платина
Діаметр емітера, мм	0,46	2,0	2,0	1,24	0,65	0,51
Довжина емітера, мм	400	100	210	7000	7000	3050
Ізолятор	Al ₂ O ₃	Al ₂ O ₃	Al ₂ O ₃	MgO	MgO	Al ₂ O ₃
Чутливість, $\frac{A}{H}$	$3,6 \times 10^{-20}$	$4,8 \times 10^{-21}$	$5,4 \times 10^{-21}$	$7,9 \times 10^{-20}$	$4,2 \times 10^{-20}$	$2,5 \times 10^{-22}$
^{60}Co чутливість, $\frac{A}{P \cdot \text{год}}$	$7,0 \times 10^{-17}$	$4,0 \times 10^{-17}$	$5,6 \times 10^{-17}$	$3,0 \times 10^{-16}$	$1,4 \times 10^{-15}$	$3,4 \times 10^{-16}$
Опір ізолятора, Ом	$>10^8$	$>10^8$	$>10^8$	$>10^8$	$>10^7$	$>10^8$

Матеріал емітера	Родій	Ванадій	Кобальт	Гафній	Срібло	Платина
Час відгуку, хв.	1,1	5,5	–	–	0,5	–
Матеріал колектора	Інконель	Інконель	Інконель	Нерж. сталь	Нерж. сталь	Інконель
Діаметр колектора, мм	1,57	3,5	3,5	3,0	3,0	1,6

У свою чергу, найбільшу чутливість до гамма-квантів має емітер, виготовлений зі срібла.

Детектор прямого заряду з родієвим емітером є одним із найбільш використовуваних ДПЗ в ЯЕУ [21]. На підставі табл. 1.5 можна зробити висновок, що даний тип детектора є найбільш прийнятним лише при роботі енергоблоку в стаціонарних режимах внаслідок його часу затримки і краще було б обрати детектори на основі кобальту чи платини (в яких час затримки практично відсутній). Проте ці детектори мають низьку чутливість до нейтронів, з них важче виділяти з сумарного сигналу фонове гамма-випромінювання, а також сигнал з цих детекторів потребуватиме набагато більш частішого калібрування по відношенню до потужності реактора. В результаті на більшості АЕС експлуатуються родієві ДПЗ як один з інструментів контролю потужності реактора, в той же час значні зусилля було докладено для зменшення часу відгуку детектора [29-33].

Оскільки в реакторі окрім нейтронного поля весь час існує гамма випромінювання від продуктів поділу та активації конструкційних матеріалів АкЗ, потрібно мати алгоритми для коректного врахування фонового струму, що виникатиме в сигнальному кабелі під дією потоків гамма-квантів. Для цього в детекторах використовують фонову жилу, яка за всіма геометричними

розмірами та хімічним складом відповідає сигнальному кабелю. Даною жилою вимірюють фоновий інтегральний струм, що виникає в сигнальному кабелі (внаслідок ефекту Комптона, фотоефекту та утворення пар). Далі значення струму віднімають від сигналу детектора, щоб отримати складову тільки від нейтронного поля. Під час стаціонарних режимів інтегральний фоновий струм є прямо пропорційним потоку нейтронів, і може бути представленим у наступному вигляді [34]

$$I_p = c_1\varphi + c_2 \quad (1.1)$$

де c_1 та c_2 константи, що повільно змінюються в часі, і визначаються експериментально, а φ - щільність потоку нейтронів. У формулі (1.1) визначається струм (сигнал) при стаціонарному режимі, проте в реакторі потік нейтронів та гамма-квантів не є сталою величиною і з часом мають тенденцію змінюватися. Тому фоновий сигнал буде складатися з двох компонент: миттєвої - I_p та I_d - компоненти затримки. I_d - виникає внаслідок розпаду продуктів поділу. Фоновий струм тоді може бути представленим наступним чином:

$$I_p(t) = I_p(t) + I_d(t) \quad (1.2)$$

Сигнал затримки, що виникатиме внаслідок попередніх поділів, в момент часу t' може бути апроксимованим як [35]:

$$I_d(t) = c \int_{-\infty}^t \lambda \Sigma_f \varphi(t') e^{-\lambda(t-t')} dt' \quad (1.3)$$

де λ - стала розпаду ядер, що утворилися після поділу ядер палива, а Σ_f - макропереріз поділу палива. Взявши похідну по часу від рівняння (1.3) і врахувавши рівняння (1.1) та (1.2), отримуємо:

$$\frac{dI_b}{dt} + \lambda I_b(t) = c\lambda\Sigma_f\varphi(t) + c_1\lambda\varphi(t) + c_1\frac{d\varphi}{dt} + c_2\lambda \quad (1.4)$$

Враховуючи експоненціальну зміну потоку з рівняння кінетики реактора [36], маємо:

$$\frac{d\varphi}{dt} = k(t)\varphi(t) \quad (1.5)$$

де $k(t)$ - оціночний параметр, що характеризує зміну реактивності в реакторі, при стаціонарному режимі він дорівнюватиме нулю.

Підставляючи рівняння (1.5) в (1.4) отримуємо:

$$\frac{dI_b}{dt} \frac{1}{\lambda} + I_b(t) = [c\Sigma_f + c_1 + c_1\frac{k(t)}{\lambda}]\varphi(t) + c_2 \quad (1.6)$$

При стаціонарному режимі рівняння (1.6) має наступний вигляд:

$$\frac{dI_b}{dt} \frac{1}{\lambda} + I_b(t) = [c\Sigma_f + c_1]\varphi(t) + c_2 \quad (1.7)$$

Константи c_1, c_2 та c визначаються експериментально під час стаціонарного режиму роботи ядерного реактора. Отже, отримане нами рівняння (1.7) встановлює залежність між фоновим струмом у фоновій жилі та густиною потоку нейтронів в АкЗ, що дозволяє використовувати ДПЗ з родієвим емітером також під час перехідних процесів. На рис. 1.10 [33] показано типовий сигнал з ДПЗ (емітера) – чорні кола, та сигнал з фонові жили – світлі кола – при зниженні потужності реактора.

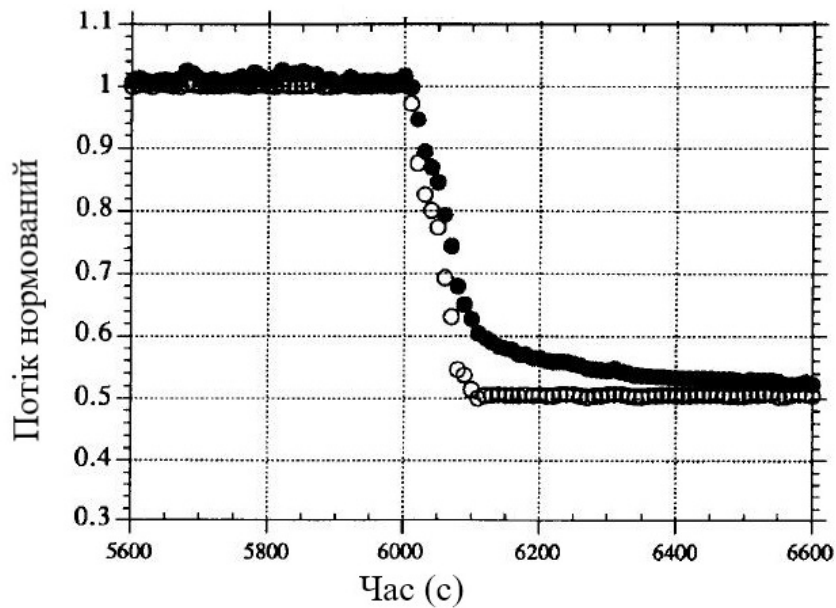


Рис. 1.10. Сигнал ДПЗ з родієвим емітером при перехідному режимі зі зниженням потужності ЯЕУ

Як видно, сигнал з фонові жили дозволяє описати перехідний процес зміни потужності реактора не у вигляді ідеалізованої «сходинки», а кривою, що відповідає реальним умовам в АкЗ ядерного реактора.

Окрім використання фонові жили для корекції сигналу під час перехідних процесів автори в роботах [37-45] пропонують підхід, суть якого полягає в корекції сигналу з ДПЗ на основі датчиків виміру теплової потужності (термопар). Для того, щоб використовувати ДПЗ на базі емітерів, що мають час затримки (наприклад родієві чи ванадієві), для системи управління і захисту таку затримку компенсують шляхом пропускання сигналу через динамічний компенсатор, і вже потім використовують даний сигнал у системі виміру потужності РУ.

Схема, за якою відбувається така корекція сигналу, показано на рис. 1.11, де сигнал з ДПЗ (P_V) при вимірюванні потужності реактору порівнюється з величиною, отриманою з термопар (P_{TH} на рис. 1.1).

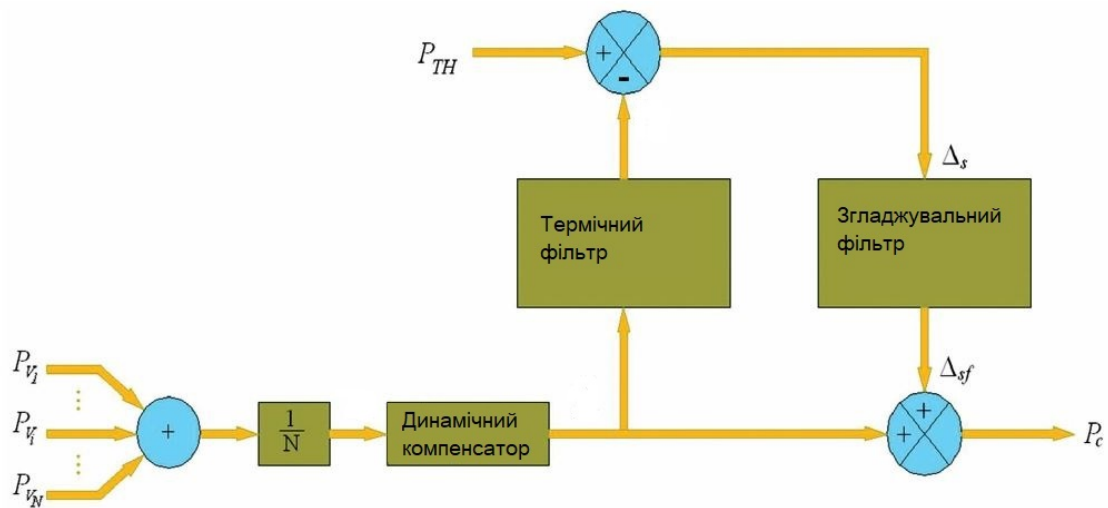


Рис. 1.11. Схема корекції сигналу ДПЗ з часом затримки

На підставі такого порівняння отримується фактор корекції (Δ_s) як різниця між тепловою потужністю реактора та об'ємним енерговиділенням. Далі величину Δ_s пропускають крізь згладжувальні фільтри. Після програмної обробки даного сигналу отримують скориговану питому потужність у АкЗ. Результати застосування даної процедури наведено на рис. 1.12, де показано сигнали ДПЗ з ванадієвим емітером (ВДПЗ) із корекцією (червона штрихована крива) та без неї (червона суцільна крива). Синя суцільна лінія на рис. 1.12 – потужність, отримана з термопар, а чорна штрихована крива – потужність АкЗ з показів ДПЗ з використання кобальтового (КДПЗ) емітера (в якого відсутній час затримки). Як видно з рис. 1.12, використання фільтрів для компенсації часу затримки дають гарний результат, оскільки значення потужності, отримані на базі кобальтового та ванадієвого (після корекції сигналу) ДПЗ, практично збігаються при різкій зміні потужності в АкЗ.

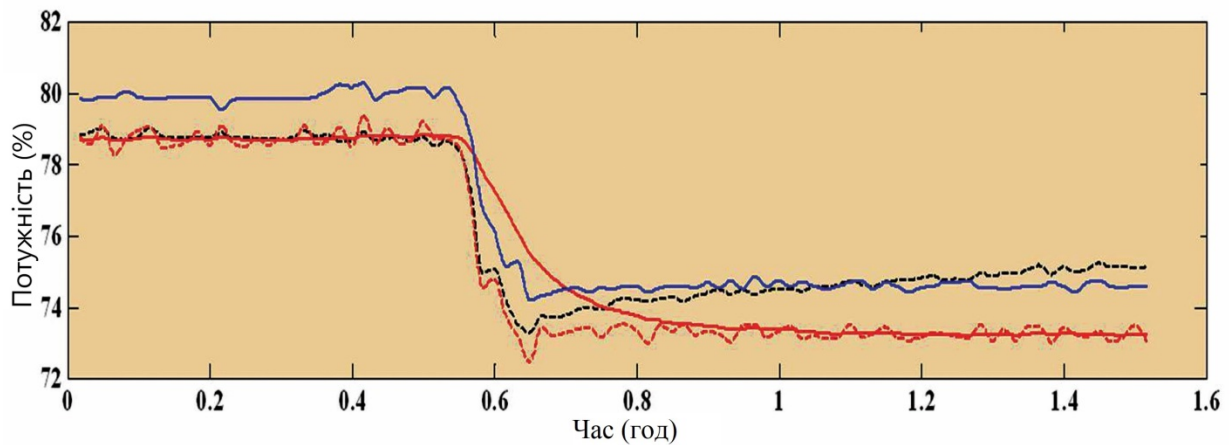


Рис. 1.12 Відслідковування зміни потужності АкЗ при роботі ДПЗ з кобальтовим та ванадієвими емітерами (червона – ВДПЗ; червона штрихована – ВДПЗ з використанням фільтрів; синя – термопары; чорна – КДПЗ).

Оскільки ДПЗ знаходиться під постійними потоками нейтронів та гамма-квантів з високою щільністю та в середовищі з високими температурами, в ДПЗ можливе виникнення термодифузійного струму. Так, в роботі [46] розглядається механізм виникнення та вплив термодифузійних струмів в ізоляції ДПЗ на сигнал детектора. Суть цього явища наступна: якщо взяти діелектрик з дефектами (можуть виникати в кристалічній ґратці як при виробництві ізоляції детектора, так і при взаємодії нейтронного потоку з атомами даного ізолятора), якому притаманний іонний тип зв'язку атомів, і підтримувати різницю температур на його різних кінцях, то буде відбуватися зміщення заряджених частинок (іонів) зі своїх локацій у кристалі, що призведе до створення внутрішнього електричного поля. Якщо при цьому контур коротко замкнути, то в даному ланцюгу виникне термодифузійний струм, який намагатиметься вирівняти концентрацію іонів у діелектрику. Даний струм залежить від градієнту температури і розподілу домішок та дефектів в ізоляторі [47]. Показано, що при високих температурах (260 – 600 °C) термострум може досягати 20-50% від основного сигналу ДПЗ. Тому в ядерних енергетичних

реакторах при стаціонарних умовах роботи ДПЗ термоструми не вносять суттєвого впливу до сигналу детектора, проте при перехідних процесах в АкЗ необхідно враховувати і температурний ефект.

Визначення ЛЕВ ТВЗ в місці розташування родієвого ДПЗ визначається за формулою:

$$Q = S \cdot M \cdot K_{ad} \cdot f(Y) \cdot J_n \quad (1.8)$$

Де S – перехідна функція від струму ДПЗ до ЛЕВ ТВЗ, M – число твелів в касеті, K_{ad} – адаптаційний коефіцієнт (значення якого близьке до одиниці), $f(Y)$ – функція, що враховує вигорання ДПЗ, через інтегральний заряд зібраний на детекторі Y , J_n – корисний струм ДПЗ.

Перехідна функція залежить від багатьох параметрів ТВЗ та теплоносія і має наступний вигляд:

$$S = P_1 \cdot (1 + P_2 \cdot W + P_3 \cdot W^2 + P_4 \cdot W^3 + P_5 \cdot W^4 + P_6 \cdot W^5 + P_7 \cdot W^6) \cdot (1 + P_8 \cdot (1 + P_9 \cdot W) \cdot (R - R_0)) \cdot (1 + P_{10} \cdot (1 + P_{11} \cdot W) \cdot (C_B - C_0)) \cdot (1 + P_{12} \cdot (1 + P_{13} \cdot W) \cdot (Q/Q_0 - 1)) \cdot (1 + P_{14} \cdot (N - 4)) \cdot N_{fuel} \cdot KA \cdot (LE \cdot KC \cdot (1 - \eta \cdot Q_{SPND})^{-1} \cdot TS) \quad (1.9)$$

Де використовуються наступні позначення:

- W – вигорання палива в місці розташування ДПЗ ($\frac{MBt \cdot d}{kgU}$);
- R_0, R – густина теплоносія на початку та в даний момент ($\frac{kg}{m^3}$);
- C_0, C_B – концентрація бору в теплоносії на початку та в даний момент ($\frac{g}{kg}$);
- Q_0, Q – енерговиділення на початку та в даний момент в місці розташування ДПЗ (кВт);
- N – номер шару (ДПЗ по висоті активної зони – від 1 до 7);

- K_C – коефіцієнт навантаження центральних твелів;
- N_{fuel} – кількість твелів в ТВЗ (312);
- K_A – коефіцієнт врахування неактивної складової струму ДПЗ;
- LE – довжина емітера ДПЗ (см);
- Q_{SPND} – сумарний заряд що пройшовсь через ДПЗ (Кл);
- η, β – коефіцієнти, що залежать від початкового збагачення касети, в якій розташований даний ДПЗ;
- TS – мультиплікативна поправка для розрахунку коефіцієнту чутливості;
- $P_1 - P_{14}$ – коефіцієнти апроксимації.

Коефіцієнти, що входять до формули розрахунку перехідної функції (1.9), визначаються тільки для центральних твелів (6 твелів що оточують центральний канал ТВЗ, в якому знаходяться ДПЗ). Результати, отримані в роботах [91,94], вказують на можливість уточнення перехідної функції шляхом врахування більшої кількості твелів (не тільки одного центрального ряду).

Аналіз, проведений вище, вказує, що на реакторах типу ВВЕР визначення локального енерговиділення, рівномірності вигорання палива та формування сигналів для СВРК можливе при використанні внутрішньокорпусних пристроїв – ДПЗ. Завдяки гарним характеристикам родію, як матеріалу для виготовлення нейтрончутливої частини ДПЗ, в Україні на всіх АЕС використовують детектори на базі родієвого емітера. Задача відновлення ЛЕВ по показам ДПЗ потребує додаткових досліджень з метою уточнення перехідної функції, що безпосередньо впливатиме на точність визначення енерговиділення, а, отже, і на безпеку та економічну складову роботи АЕС. Для досягнення поставленої мети дисертаційної роботи було сформульовано та вирішено наступні завдання наукового дослідження:

- аналіз та вибір сучасних розрахункових кодів, що використовуються при нейтронно-фізичних розрахунках АкЗ реакторних установок, в

тому числі порівняння результатів розрахунку даних кодів на базі критичних експериментів;

- розробка розрахункових моделей частини АкЗ реактору ВВЕР-1000 для дослідження формування сигналу ДПЗ;
- дослідження локальної чутливості ДПЗ та впливу параметрів АкЗ на сигнал ДПЗ;
- розробка розрахункової моделі для уточнення функції вигорання ДПЗ;
- дослідження ДПЗ альтернативної конструкції;
- розробка розрахункової моделі формування сигналу ДПЗ у дослідницькому реакторі ВВР-М ІЯД НАНУ для визначення оптимального місця розташування ДПЗ вітчизняного виробництва в АкЗ дослідницького реактора.

РОЗДІЛ 2. Верифікація та валідація розрахункових моделей.

У даному розділі представлено результати валідаційної перевірки моделі формування сигналу ДПЗ на базі критичних експериментів (установки SF-9), розрахунку критичності для відпрацьованого ядерного палива ВВЕР-1000 в контейнерах для зберігання та порівняльного аналізу результатів розрахунку в Монте-Карло кодах MCNP, SERPENT та SCALE.

2.1. Теоретичні засади розрахункових кодів

Метод Монте Карло може бути охарактеризованим як метод моделювання випадкових процесів, що не має обмежень, властивих іншим методам [48-51]. Даний метод є простим та інтуїтивно зрозумілим у своїй основній формі, додатково він зберігає природний зв'язок з проблемою, яку треба вирішувати. Хоча сьогодні цей метод широко застосовують у фізиці, математиці, економіці та інженерії, одним із перших практичних застосувань було моделювання транспорту частинок [49].

Даний метод розрахунку був вперше названий методом «Монте Карло» вченими з Лос-Аламоської національної лабораторії Станіславом Уламом, Джоном вон Ньюманом та Ніколасом Метрополісом в кінці 1940-их, коли вирішувалась проблема переносу нейтронів при розробці ядерної зброї [48,52]. Хоча Станіслава Улама часто відзначають як розробника методу Монте Карло, проте даний метод існував у тій чи іншій формі задовго до його використання в задачах транспорту іонізуючого випромінювання в речовині.

Початок інтенсивного використання методу Монте Карло вченими з Лос-Аламоської лабораторії пов'язаний з тим, що вони мали доступ до того, що не було легкодоступним раніше, а саме, до машинного та автоматизованого числового розрахунку. І справді, навіть коли всі теоретичні аспекти вирішено,

широкомасштабна реалізація даного метода не є можливою без використання числового розрахунку на електронних обчислювальних машинах. Навіть генерація довгої послідовності випадкових чисел, що являється основою для вирішення задачі методом Монте Карло, є дуже складною без комп'ютерних розрахунків.

Методи Монте Карло істотно відрізняються від детерміністичних методів перенесення. Детерміністичні методи (найбільш поширений метод – метод дискретних ординат) дозволяють вирішувати рівняння переносу для частинок, усереднених по траєкторії. Метод Монте Карло, навпаки, не застосовується для вирішення дійсного рівняння. Результати отримують на підставі розігрування траєкторій окремих частинок з наступним усередненням. Усереднення розіграних траєкторій окремих частинок, згідно центральної граничної теореми, дає середню траєкторію частинок, що знаходяться в деякому фазовому об'ємі. Методи розрізняються не тільки підходами до вирішення завдань, але й отримуваними результатами. Детерміністичний метод в результаті зазвичай дає явну і повну інформацію (наприклад, функцію потоку) в фазовому об'ємі задачі. Метод Монте Карло ж дозволяє отримати рішення тільки у вигляді набору чисел, конкретних значень величин, які зажадав розрахувати користувач.

Монте Карло метод застосовується для моделювання різних процесів, яким є властивим статистичний характер (наприклад, взаємодія нейтронів в середовищі). Метод є вкрай корисним при вирішенні складних завдань, які неможливо змодельовати програмою, заснованою на детерміністичному методі. Для кожної частинки моделюються випадкові події. Сукупність окремих подій, що носять статистичний характер, дозволяє максимально відтворити повну картину того, що відбувається. За розподілом ймовірностей окремих подій можна бачити процес як у деталях, так і в цілому. У загальному випадку, моделювання виконується з використанням комп'ютера, оскільки кількість

розіграних подій, необхідних для задовільного опису процесу, може бути вкрай великою.

Основний принцип розрахунків за методом Монте Карло є дуже простим. Життя окремого нейтрона, фотона, електрона чи будь якої іншої частинки, моделюється від її початкової емісії до кінцевого моменту «смерті» шляхом поглинання чи вильоту за межі системи. Частота та результати різних взаємодій, що можуть відбутися впродовж життя частинки, обираються випадковим шляхом і моделюються згідно законів взаємодії, отриманих із фізики елементарних частинок. Для отримання результату з достатньою точністю, дана процедура повторюється для великої кількості елементарних частинок.

В основі програми MCNP (Monte Carlo N-Particle Transport Code) лежить метод Монте Карло, що дозволяє вирішувати низку задач при моделюванні задач з неперервним спектром нейтронів по енергії в 3-вимірній геометрії, нестационарних задач, задач з різними типами частинок тощо [53-56]. Програмний код, доступний сьогодні для використання, розроблено в Лос-Аламоській національній лабораторії (Los Alamos National Laboratory) в США на мовах програмування FORTRAN та ANSI C [57].

MCNP використовує бібліотеки ядерних і атомних даних. Основні джерела ядерних даних – Evaluated Nuclear Data File (ENDF) та Activation Library (ACTL) [58,59]. Усі вони зібрані в Ліверморі (Livermore, CA, USA) і підтверджені в Applied Nuclear Science Group в Лос-Аламосі (Los Alamos, New Mexico). Перевірені дані переформатовано кодом NJOY у формат, що використовується в MCNP [60,61].

Розробка коду SERPENT розпочалася в 2004 році. Перші порівняльні результати були отримані на початку 2005 року, що були представлені на двох конференціях, присвячених фізиці реакторів [62-65].

У технічних термінах, код SERPENT може бути охарактеризованим, як 3-х вимірний, неперервний по енергії Монте-Карло код транспорту нейтронів. Код використовується для розрахунків у фізиці реакторів на рівні тепловиділяючих збірок. Останні оновлення дозволяють використовувати код не тільки для розрахунків на критичність систем з ядерним паливом, але і проводити дозиметричні розрахунки, моделювання детекторних систем [66]. Також SERPENT дозволяє розраховувати вигорання палива та здійснювати гомогенізацію та генерацію групових констант для АкЗ різних типів реакторів та завантажень по паливу.

Програмний комплекс SCALE [67,68] дозволяє проводити аналізи з ядерної безпеки і проектування паливовмісних систем. Він був розроблений на замовлення Комісії з ядерного регулювання США в Ок-Ріджській Національній лабораторії США в 1980 році. З тих пір він широко використовується як в США, так і за його межами для виконання аналізів критичності, радіаційної безпеки, теплопередачі, вигорання тощо [69]. Відповідно до [69] програмний комплекс SCALE застосовується для обґрунтування ядерної безпеки систем зберігання ВЯП в багатьох країнах, серед яких Болгарія, Німеччина, Угорщина, Словаччина, Швеція, США, Японія. Також SCALE застосовувався для обґрунтування ядерної безпеки СВЯП ЗАЕС та СВЯП-2 ЧАЕС та централізованого СВЯП [70, 71].

При розрахунках в кодах SCALE та SERPENT використовувались бібліотеки оцінених ядерних даних як і в MCNP (ENDF/B-VI).

Усі три коди є широко використовуваними у вирішенні задач переносу іонізуючого випромінювання у ядерній енергетиці та пройшли процедури верифікації та валідації [72-77], окрім того, коди MCNP та SCALE знаходяться в списку рекомендованих кодів ДІЯРУ для обґрунтування безпеки ядерних установок [78]. Код SERPENT на даний момент не входить до списку рекомендованих кодів, але його використання для верифікації числових

розрахунків у даній роботі пов'язане з використанням SERPENT при розробці вітчизняного ПЗ для СВРК.

2.2. Валідація розрахункових кодів MCNP та SCALE на основі даних експериментів з критичності установки SF-9

Одним із основних завдань під час обґрунтування ядерної безпеки систем поводження з ядерним паливом є підтвердження необхідного рівня підкритичності для всіх операцій з ядерним паливом на етапах його доставки та експлуатації на АЕС, а також при роботі з відпрацьованим ядерним паливом (ВЯП) як на АЕС, так і у сховищах ВЯП.

Для підтвердження консерватизму прийнятих припущень при проведенні аналізу з ядерної безпеки систем поводження з ВЯП необхідно обґрунтовано підтвердити виконання вимог нормативних документів [79-81] щодо забезпечення підкритичності в системі поводження з ВЯП за нормальних умов експлуатації, у разі порушення нормальних умов експлуатації та при проектних аваріях. У тому числі це стосується й задачі визначення максимальної похибки розрахунку ефективного коефіцієнта розмноження нейтронів k_{eff} в обраних для аналізу ядерної безпеки розрахункових кодах.

Розрахунки критичності є невід'ємною частиною аналізу з ядерної та радіаційної безпеки. Згідно з вимогами нормативних документів [79-81] у матеріалах, що містять елементи, які здатні до поділу, під час транспортування та зберігання не повинно виникнути самопідтримуваної ланцюгової реакції, тому з урахуванням запасу ефективний коефіцієнт розмноження нейтронів має не перевищувати значення $k_{\text{eff}} < 0,95$. Така ситуація може виникнути, наприклад, при транспортуванні та зберіганні свіжого ядерного палива у вузлах зберігання свіжого палива, ВЯП у басейні витримки чи сховищі ВЯП. Згідно з аналізом щодо критичності розробляються системи зберігання та

транспортування, що не допускають виникнення самопідтримуваної ланцюгової реакції поділу навіть у найсприятливіших для цього умовах.

Для розрахунку критичності у наш час використовують спеціалізовані розрахункові коди, яких на сьогодні чимало. Тому постає питання обґрунтованого вибору таких кодів для проведення надійних розрахунків.

2.2.1. Опис експерименту

Для верифікації розрахункових кодів було використано дані експериментів, проведених у національному науковому центрі «Курчатовський інститут» на установці SF-9, що експлуатувалась у 1966–1987 рр. Серію досліджень нейтронно-фізичних параметрів водо-уранових решітчастих структур типу ВВЕР було проведено в 1973 р. Суть експериментів полягала у визначенні висоти сповільнювача як функції числа паливних стрижнів – твелів. Паливний стовп мав довжину 1 250 мм, а стрижні розташовувались у трикутній решітці з кроком 12,7 мм, що відповідає кроку розташування твелів у тепловидільній збірці (ТВЗ) ВВЕР-1000. Збагачення за ^{235}U становило 3,5 % мас. Усього в серії критичних експериментів було досліджено 12 різних конфігурацій. Паливні стрижні розміщуються всередині циліндричного резервуара, виготовленого з нержавіючої сталі (12X18H10T). Резервуар відкрито у верхній частині. Внутрішній діаметр ємності 2 040 мм, висота 3 700 мм, а товщина стінки 4 мм. Резервуар заповнюється водою до критичного рівня $N_{кр}$ для забезпечення критичності обраного паливного завантаження. Схематично структуру установки SF-9 вид збоку показано на рис. 2.1, а вид зверху - на рис. 2.2.

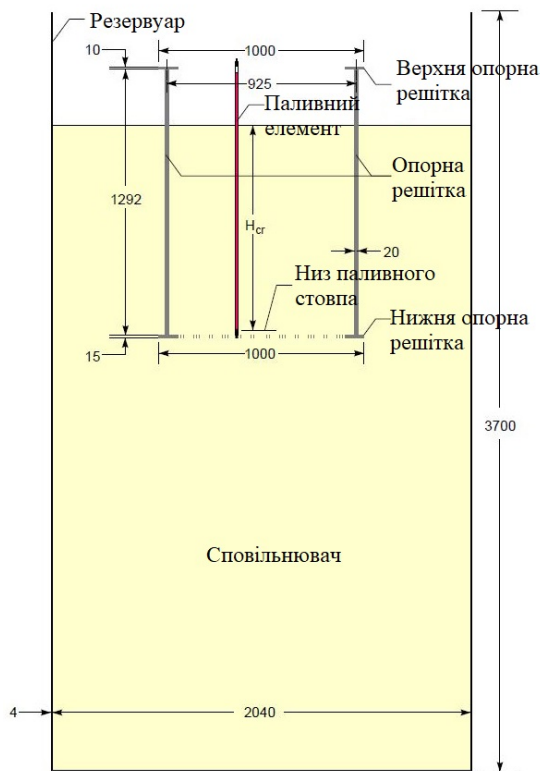


Рис. 2.1 Вертикальний розріз експериментальної установки SF-9

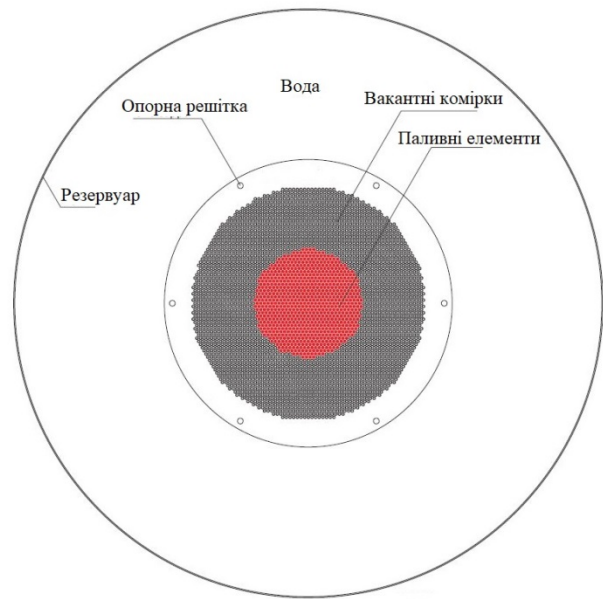


Рис. 2.2 Горизонтальний розріз експериментальної установки SF-9

Паливні стрижні розміщено на нижній пластині опорної решітки та закріплено верхньою решіткою. Повна висота стрижнів 1356,5 мм. Паливо виготовляють з UO_2 без центрального отвору. Діаметр паливної таблетки 7,65 мм. Оболонку паливних стрижнів виготовлено з цирконій-ніобієвого сплаву (внутрішній і зовнішній діаметри 7,7 та 9,1 мм, відповідно). Верхня частина паливного стрижня містить пласт цирконій-ніобієвого сплаву (висота 7 мм, зовнішній і внутрішній діаметри 7,7 та 3 мм, відповідно) і сталеву пружину. Всі основні геометричні розміри стрижнів наведено на рис. 2.3. Діаметр нижнього та верхнього кінців тепловидільного елемента становить 6 мм. Висота сповільнювача під плитою опорної решітки складає 1 600 мм.

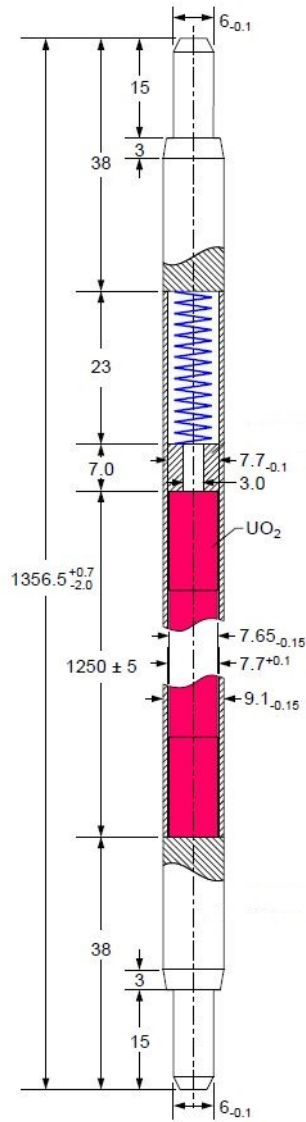


Рис. 2.3. Паливний стрижень установки SF-9

Хімічний склад матеріалів, з яких виготовлено паливні стрижні та конструкційні елементи установки, представлено в табл. 2.1.

Таблиця 2.1 Хімічний склад елементів установки SF-9

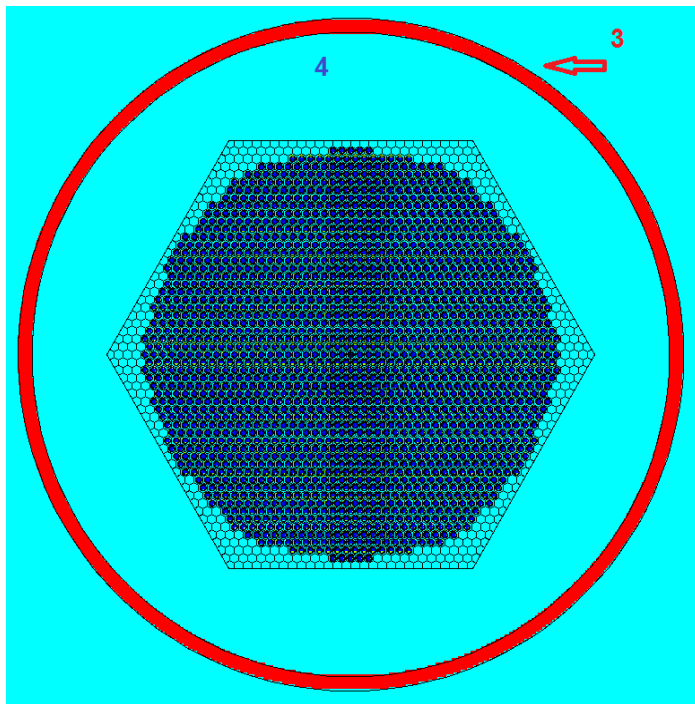
Елемент	Атомна густина, Атомів/(б×см)
UO ₂ паливо	
O	4,4869E-02
²³⁴ U	6,1583E-06

Елемент	Атомна густина, Атомів/(б×см)
²³⁵ U	7,9489E-04
²³⁸ U	2,1633E-02
Оболонка паливних стрижнів	
Zr	4,2794E-02
Nb	4,2456E-04
Hf	6,6297E-06
Резервуар (12X18H10T)	
Fe	5,8715E-2
Cr	1,6469E-2
Ni	8,1061E-3
Si	1,3551E-3
Mn	9,5257E-4
Ti	6,9554E-4
P	5,3759E-5
C	4,7531E-4
Cu	2,2460E-4
S	2,9669E-5

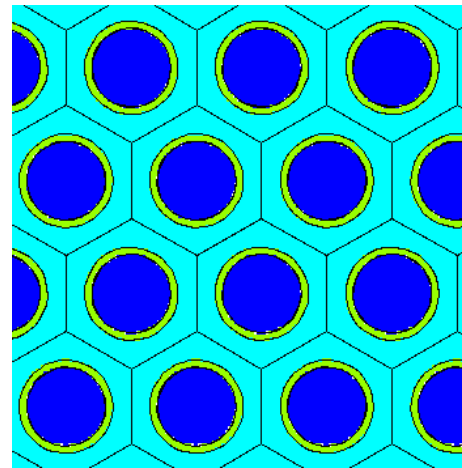
Температура сповільнювача і конструкційних елементів експериментальної установки – 18 °С.

2.2.2. Опис створених моделей та результати

Відповідно до опису в попередньому підрозділі в кодах MCNP та SCALE було створено по 12 моделей із різною кількістю паливних стрижнів і різною висотою сповільнювача $H_{кр}$. Приклади таких моделей у кодах SCALE та MCNP наведено на рис. 2.4 та рис. 2.5.

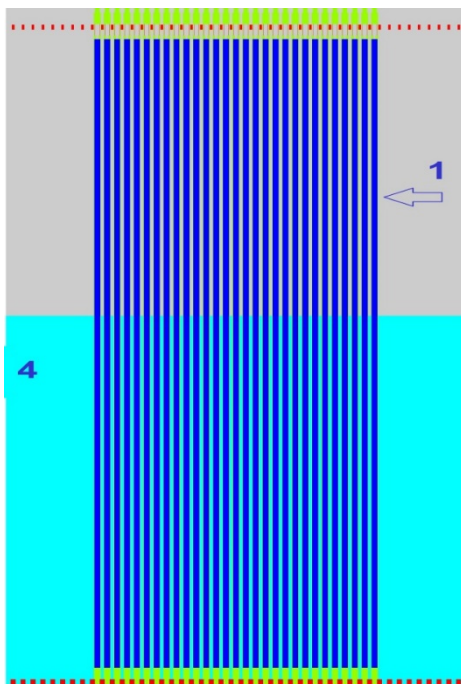


а

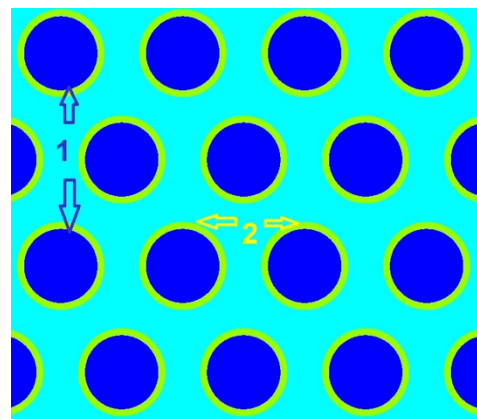


б

Рис. 2.4. Модель у кодi MCNP: а – горизонтальний розрiз моделi; б – фрагмент пучка твелiв



а



б

Рис. 2.5. Модель у кодi SCALE: а – вертикальний розрiз моделi (фрагмент); б – горизонтальний розрiз моделi (фрагмент пучка твелiв)

На рис. 2.4 і 2.5 прийнято такі позначення матеріалів: матеріал 1 – UO_2 зі збагаченням по ^{235}U 3,5 % мас., матеріал 2 – цирконій-ніобієвий сплав, матеріал 3 – сталь 12X18Н10Т, матеріал 4 – вода.

У таблиці 2.2 наведено розрахункові значення $k_{\text{еф}}$, отримані в кодах SCALE і MCNP, а також експериментальні значення $k_{\text{еф}}$ для 12 критичних експериментів.

Таблиця 2.2 Розрахункові значення $k_{\text{еф}}$ у кодах SCALE і MCNP та експериментальні значення $k_{\text{еф}}$ для 12 критичних експериментів

№	Кількість твелів	$H_{\text{кр}}$, см	SCALE	СКВ, σ_{SCALE}	MCNP	СКВ, σ_{MCNP}	Експеримент
1	1897	30,68	1,01000	0,00100	1,00115	0,00038	1,0024
2	1495	35,31	1,01167	0,00087	1,00203	0,00039	1,0024
3	1357	37,88	1,01350	0,00110	1,00127	0,00038	1,0024
4	1141	43,81	1,01146	0,00097	1,00257	0,00038	1,0024
5	931	55,15	1,00700	0,00120	1,00135	0,00046	1,0024
6	823	67,23	1,00510	0,00100	1,00089	0,00039	1,0024
7	793	72,52	1,00403	0,00093	1,00096	0,00034	1,0024
8	769	78,03	1,00420	0,00080	1,00015	0,00033	1,0024
9	745	85,66	1,00590	0,00110	1,00051	0,00035	1,0024
10	727	94,00	1,00460	0,00100	1,00116	0,00031	1,0024
11	709	104,6	1,00453	0,00098	1,00226	0,00044	1,0024
12	691	117,89	1,00292	0,00090	1,00048	0,00031	1,0024

Значення $H_{\text{кр}}$ позначають висоту води, що вимірюється від нижнього рівня палива у твелі. Значення ефективного коефіцієнта розмноження нейтронів наведено у вигляді $k_{\text{еф}} = k_{\text{еф}} \pm 1\sigma$ (σ – середнє квадратичне відхилення (СКВ)).

Проведено моделювання підкритичних станів при наближенні рівня води до критичного рівня для всіх 12 конфігурацій. На рис. 2.6 і 2.7 наведено залежності $k_{\text{еф}}$ від рівня води для конфігурацій № 5 і 11.

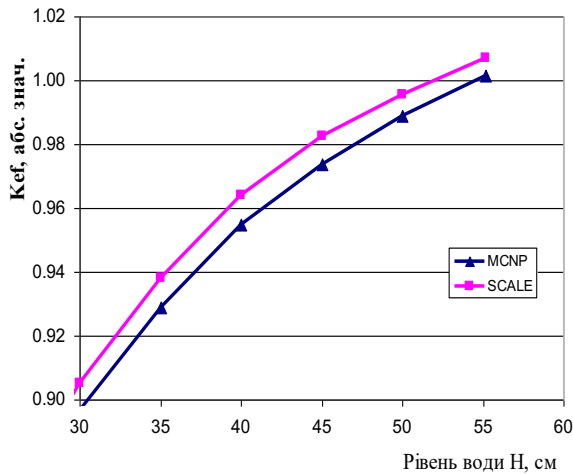


Рис. 2.6. Залежність k_{ef} від рівня води для критичного експерименту № 5

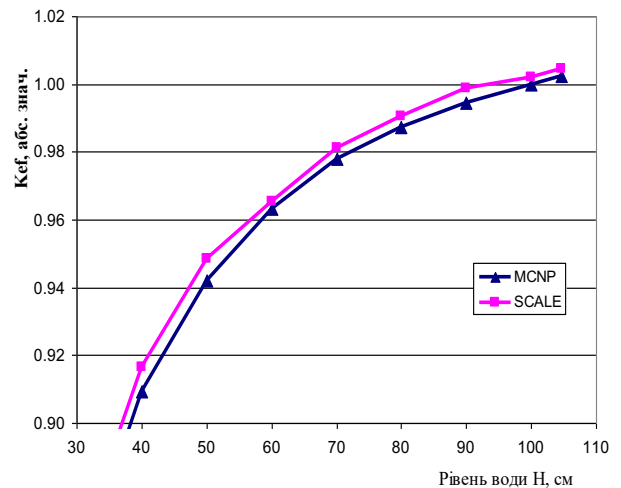


Рис. 2.7. Залежність k_{ef} від рівня води для критичного експерименту № 11

Результати проведеного аналізу з визначення похибки визначення k_{ef} для критичних бенчмарковських експериментів у програмних кодах SCALE і MCNP дозволяють обґрунтовано підтвердити можливість їхнього використання для проведення аналізу з ядерної безпеки систем зберігання ядерного палива реакторів типу ВВЕР-1000. При цьому значення розрахованих k_{ef} в MCNP є ближчими до експериментальних значень. Максимальне значення СКВ визначення k_{ef} становить для коду SCALE – 0,0012, а для коду MCNP – 0,00046.

2.3. Визначення консервативних припущень при обґрунтуванні ядерної безпеки систем зберігання ВТВЗ ВВЕР-1000 з використанням розрахункових кодів SCALE та MCNP.

Для технологічних операцій з відпрацьованими ТВЗ (ВТВЗ) ВВЕР-1000 (ВВЕР-440) на різних етапах операцій з відпрацьованим ядерним паливом (ВЯП) в проєктованому центральному сховищі ВЯП (ЦСВЯП) планується використовувати контейнери різного призначення: контейнер для перезавантаження; транспортний контейнер і контейнер зберігання.

Основним елементом системи зберігання являються модифікації багатоцільового контейнера (БЦК, корзина для зберігання), який застосовується у всіх типах контейнерів:

- БЦК-31 з 31 коміркою зберігання для ВТВЗ палива ВВЕР-1000 з максимальним збагаченням по ^{235}U – 4,45 %;
- БЦК-85 з 85 комірками зберігання для ВТВЗ палива ВВЕР-440 з максимальним збагаченням по ^{235}U – 4,65 %;

Задача обґрунтування безпеки технологічних операцій з переміщення, перевезення та зберігання відпрацьованого ядерного палива в ЦСВЯП є багатогранною, складається з багатьох підзадач, серед яких: аналіз міцності, аналіз теплового стану, аналіз радіаційної безпеки, а також аналіз ядерної безпеки.

Ми розглянемо тільки одне з питань обґрунтування ядерної безпеки, а саме, вибір консервативних допусків в аналізі ядерної безпеки, в якому необхідно підтвердити виконання вимог [79–81] по забезпеченню під критичності ВЯП при всіх операціях його перебування в транспортному та контейнері для перезавантажень, а також у контейнері зберігання.

Було отримано результати для ВТВЗ ВВЕР-1000 (БЦК-31), для яких досягаються найбільші значення $k_{\text{еф}}$ у порівнянні з ВТВЗ ВВЕР-440. Для ВТВЗ ВВЕР-440 (БЦК-85) вибір консервативних умов виконувався за аналогічною процедурою.

Для обґрунтування ядерної безпеки обрано найбільш консервативну модель, в якій необхідно довести, що навіть при завантаженні в багатоцільовий контейнер ВТВЗ з найбільш можливими розмножуючими властивостями (прийняте помилкове завантаження свіжих ТВЗ, максимально збагачених за ^{235}U), в умовах нормальної експлуатації, при порушеннях нормальної експлуатації та при проектних аваріях забезпечується умова не перевищення значення 0,95 ефективним коефіцієнтом розмноження нейтронів $k_{\text{еф}}$.

Для визначення найбільш консервативних умов впливу на значення $k_{\text{еф}}$ параметрів БЦК і палива було виконано:

- аналіз чутливості, в якому було визначено вплив того чи іншого параметра (геометричного або матеріального) БЦК і ВТВЗ;
- аналіз залежності ефективного коефіцієнта розмноження нейтронів $k_{\text{еф}}$ від умов уповільнення нейтронів в корзині.

Ефективний коефіцієнт розмноження нейтронів у розглянутій розмножувальній системі (БЦК з ВТВЗ) залежить від цілого ряду чинників, зокрема, розмірів і допусків на паливні таблетки, на оболонку твелів, на конструкційні елементи ТВЗ, на пластини комірок зберігання в БЦК та ін.

По кожному зі зазначених параметрів при розрахунках було визначено зміну (збільшення або зниження) $k_{\text{еф}}$ у разі відхилення від проектних значень у більшу або меншу сторони. Для розрахунків на обґрунтування ядерної безпеки приймалися найконсервативніші поєднання допусків і змінних величин, тобто таке їх поєднання, що призводять до збільшення розмножуючих властивостей системи.

За нормальних умов транспортування і зберігання, БЦК всередині заповнено гелієм (тобто, відсутній сповільнювач нейтронів) і, отже, вимоги щодо підкритичності забезпечуються з великим запасом. Так, наприклад, для проектного стану транспортного контейнера БЦК-31, заповненого «свіжими» ТВЗ і гелієм, $k_{\text{еф}} < 0,4$.

Однак при операціях по завантаженню і вивантаженню ВТВЗ на АЕС БЦК заповнюється водою. Крім того, при аналізі деяких аварійних умов найгірші з них щодо забезпечення ядерної безпеки будуть досягатися тоді, коли БЦК буде заповненим водою. Відповідно, як основну модель для консервативного аналізу безпеки було обрано модель із заповненням БЦК водою.

2.3.1. Розрахункові схеми

Для обґрунтованого вибору консервативних припущень на геометричні параметри і матеріальний склад розмножувальної системи БЦК – ВТВЗ можливо використовувати спрощену розрахункову схему, що включає тільки об'єм БЦК з відбивачем, або розрахункову схему, що включає тільки один розрахунковий елемент – ТВЗ, оточену стінами комірки зберігання БЦК, на зовнішніх границях якої розміщено «нейтронне дзеркало». У розрахунковій моделі «нейтронне дзеркало» моделює умови повного відбиття нейтронів, що еквівалентно розгляду нескінченного розмножувального середовища, яке складається з однакових розрахункових елементів. Для моделювання використовувалися повністю тривимірні розрахункові схеми. На рис. 2.8 представлено розрахункову комірку БЦК-31 з «нейтронним дзеркалом», а на рис. 2.9 представлено повну розрахункову схему БЦК-31 з 31-ю коміркою зберігання.

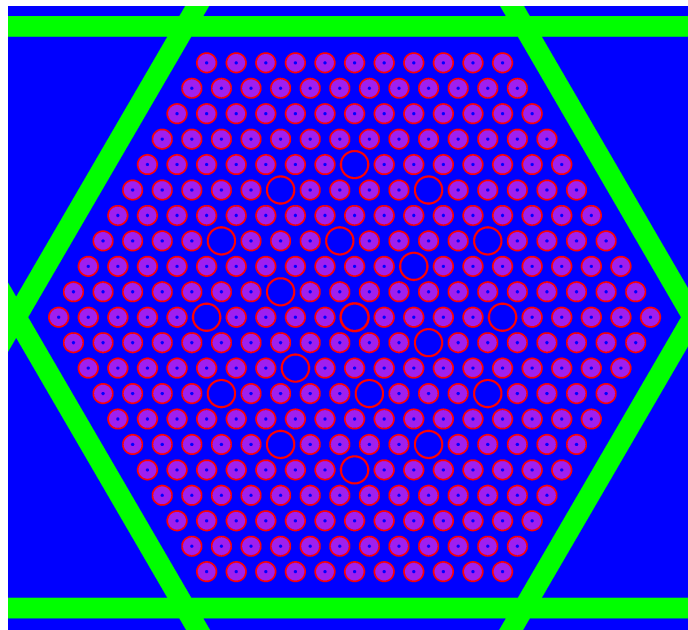


Рис. 2.8. Типовий вигляд комірки в розрахунковій схемі БЦК-31 (поперечний переріз) з ТВЗ ВВЕР-1000

Основні і додатково прийняті консервативні умови є такими:

- основне консервативне припущення – передбачається завантаження в БЦК «свіжих» ТВЗ, в той час як в дійсності завантажуватися в БЦК будуть ТВЗ, що вигоріли та мають суттєво менші розмножувальні властивості, тобто забезпечено значний запас з ядерної безпеки;
- консервативно не враховується поглинання нейтронів матеріалом нейтронного захисту БЦК, який замінюється водою;
- консервативно в моделі висота комірок БЦК, виконаних з нейтронного поглинача, відповідає тільки висоті паливовмісної зони, в той час як фактично вона дорівнює висоті всього БЦК і знизу і зверху перевищує висоту паливовмісної зони;
- для ТВЗ, що мають у своєму складі кінцеві бланкети або профілювання по висоті з більш низьким збагаченням по урану, а також низькозбагачені твели з поглиначем, що вигоряє, або профілювання по перерізу ТВЗ, усі твели ТВЗ моделюються як твели з максимальним збагаченням.

У розрахунковій схемі явно представлено твели та їх оболонки, направляючий і вимірювальний канали, стінки комірок БЦК, виконані з нейтронно-поглинаючого матеріалу.

За всіх розрахункових умов зазор між таблетками і оболонкою твел, а також центральний отвір паливних таблеток приймається заповненим чистою водою, оскільки при цьому досягаються найбільші розмножувальні властивості системи.

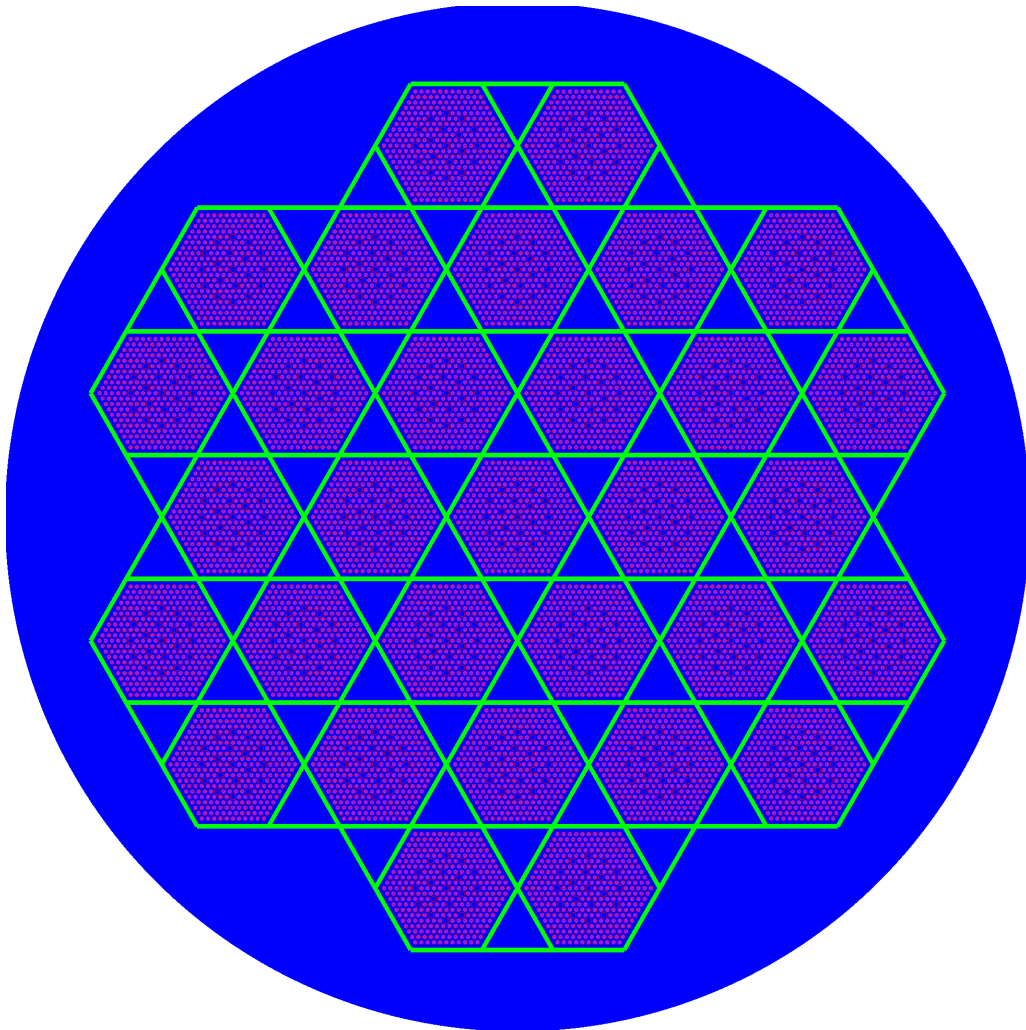


Рис. 2.9 Розрахункова схема БЦК-31 (поперечний переріз) з ТВЗ ВВЕР-1000

2.3.2. Результати числових розрахунків

Виконані розрахункові дослідження показали, що найбільш консервативні умови при аналізі ядерної безпеки системи зберігання ВЯП досягаються при:

- максимальній висоті паливовмісної зони;
- максимальному збагаченні палива;
- максимальній густині паливного матеріалу;
- максимальному кроці розташування твел;
- максимальному зовнішньому діаметру паливної таблетки;
- максимальному внутрішньому діаметру оболонки;
- мінімальній товщині стінок направляючих каналів;

– мінімальній товщині стінки вимірювального каналу.

Основними характеристиками ТВЗ, що впливають на його розмножувальні властивості, є кількість уранового палива та співвідношення між кількістю урану і води (сповільнювач). По співвідношенню вода/уран важливо відмітити, що решітка твелів ТВЗ енергетичних реакторів ВВЕР відноситься до "недосповільнених", тобто в решітці твелів не міститься достатньої кількості води для досягнення максимально можливих розмножувальних властивостей ТВЗ.

Оскільки має місце "недосповільнення" нейтронів в ТВЗ, то будь-які зміни геометрії ТВЗ, при яких збільшується кількість води зі збереженням тієї ж кількості паливного матеріалу, зумовлюють зростання розмножувальних властивостей середовища. Саме тому зменшення товщини оболонки твел або направляючого/вимірювального каналів, або збільшення кроку розташування твелів призводять до зростання розмножувальних властивостей системи.

Збільшення висоти паливовмісної зони збільшує кількість ядерного палива зі збереженням сталого співвідношення "паливо/вода", що також призводить до зростання розмножувальних властивостей.

Оскільки всі ТВЗ конструктивно відносяться до одного і того ж типу, складаються з пучків твелів в оболонці, з вбудованими направляючими і вимірювальними каналами, зроблені вище висновки відносяться до всіх типів ТВЗ ВВЕР-1000, і найбільш консервативна геометрія, таким чином, є спільною для всіх розглянутих ТВЗ. У табл. 2.3 представлено дані про вплив зміни параметрів ТВЗ ВВЕР-1000 на $k_{\text{эф}}$.

Таблиця 2.3 Вплив на розмножувальні властивості зміни параметрів ТВЗ
ВВЕР-1000 (всі розміри в міліметрах)

Зміна параметрів ТВЗ	Відхилення	Відхилення
	$k_{сф}$	$k_{сф}, \%$
Збільшення внутрішнього діаметру таблетки (+0,1)	-0,0041	-0,37
Зменшення внутрішнього діаметру таблетки (-0,1)	-0,0011	-0,10
Збільшення зовнішнього діаметру таблетки (+0,1)	0,0010	0,09
Зменшення зовнішнього діаметру таблетки (-0,1)	0,0021	0,19
Збільшення внутрішнього діаметру оболонки (+0,1)	0,0036	0,32
Зменшення внутрішнього діаметру оболонки (-0,1)	-0,0024	-0,22
Збільшення зовнішнього діаметру оболонки (+0,1)	-0,0083	-0,75
Зменшення зовнішнього діаметру оболонки (-0,1)	0,0073	0,66
Збільшення товщини направляючих каналів (+0,1)	-0,0024	-0,22
Зменшення товщини направляючих каналів (-0,1)	0,0019	0,17
Відсутні направляючі та канали для вимірів (замінюються водою)	0,0103	0,93
Збільшення кроку твелів (+0,1)	0,0064	0,58

Зміна параметрів ТВЗ	Відхилення	Відхилення
	$k_{\text{эф}}$	$k_{\text{эф}}, \%$
Зменшення кроку твелів (-0,1)	-0,0100	-0,90
Зменшення густини палива (-0,2 г/см ³)	-0,0037	-0,33
Збільшення густини палива (+0,2 г/ см ³)	0,0013	0,12
Зменшення збагачення палива (-0,05 мас. % ²³⁵ U)	-0,0030	-0,27
Збільшення збагачення палива (+0,05 мас. % ²³⁵ U)	0,0004	0,04

Як видно з табл. 2.3, зміна внутрішнього і зовнішнього діаметра паливної таблетки в зазначених діапазонах не дозволяють однозначно визначити найбільш консервативні умови за цими параметрами. Фізична причина цього полягає в тому, що:

- з однієї сторони, збільшення/зменшення внутрішнього/зовнішнього діаметру паливної таблетки призводить до збільшення кількості води в розрахунковій комірці, а для «недосповільнених» водо-уранових систем це має призводити до збільшення $k_{\text{эф}}$;
- з іншої сторони, збільшення/зменшення внутрішнього/зовнішнього діаметру паливної таблетки призводить до зменшення кількості ядерного палива в розрахунковій комірці, що, в свою чергу, має призводити до зменшення $k_{\text{эф}}$.

Тому для визначення найбільш консервативних розмірів паливної таблетки (внутрішній і зовнішній діаметри) було проведено додаткові розрахункові дослідження зміни $k_{\text{эф}}$ з кроком 0,01 мм зміни розмірів паливної таблетки. На рис. 2.10 та рис. 2.11 представлено результати зміни $k_{\text{эф}}$ в залежності від зміни діаметра внутрішнього отвору і зовнішнього діаметра паливної таблетки.

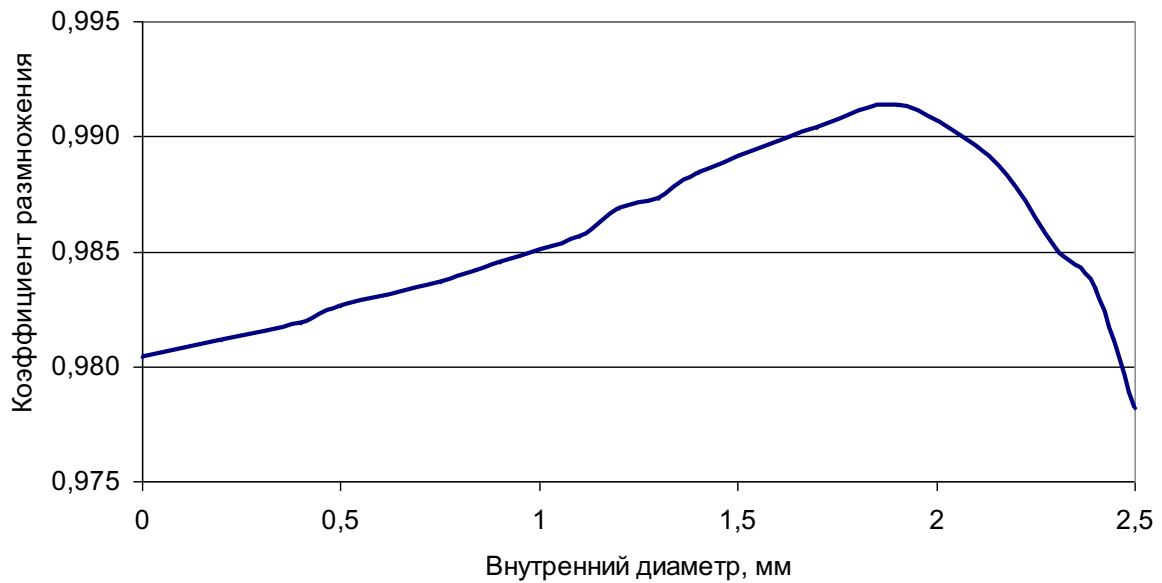


Рис. 2.10. Залежність зміни $k_{\text{эф}}$ від діаметру внутрішнього отвору в паливній таблетці

Таким чином, в межах проектних допусків на розміри паливної таблетки найбільш консервативні умови по досягненню максимального значення $k_{\text{эф}}$ будуть мати місце за максимально допустимого відхилення внутрішнього діаметра паливної таблетки в більшу сторону, а зовнішнього діаметра паливної таблетки - в меншу сторону. За межами проектних допусків на геометричні розміри паливної таблетки максимальні значення $k_{\text{эф}}$ будуть досягатися при $D_{\text{внутр}} = 1,9$ мм, а $D_{\text{зовн}} = 6,9$ мм.

Обрані консервативні параметри ТВЗ ВВЕР відповідають за кількістю твелів проектній конфігурації ТВЗ. З огляду на те, що ТВЗ ВВЕР разом з водяним оточенням є «недосповільненими», може спостерігатися ефект збільшення розмножувальних властивостей ТВЗ у разі відсутності декількох твелів (див. табл. 2.4).

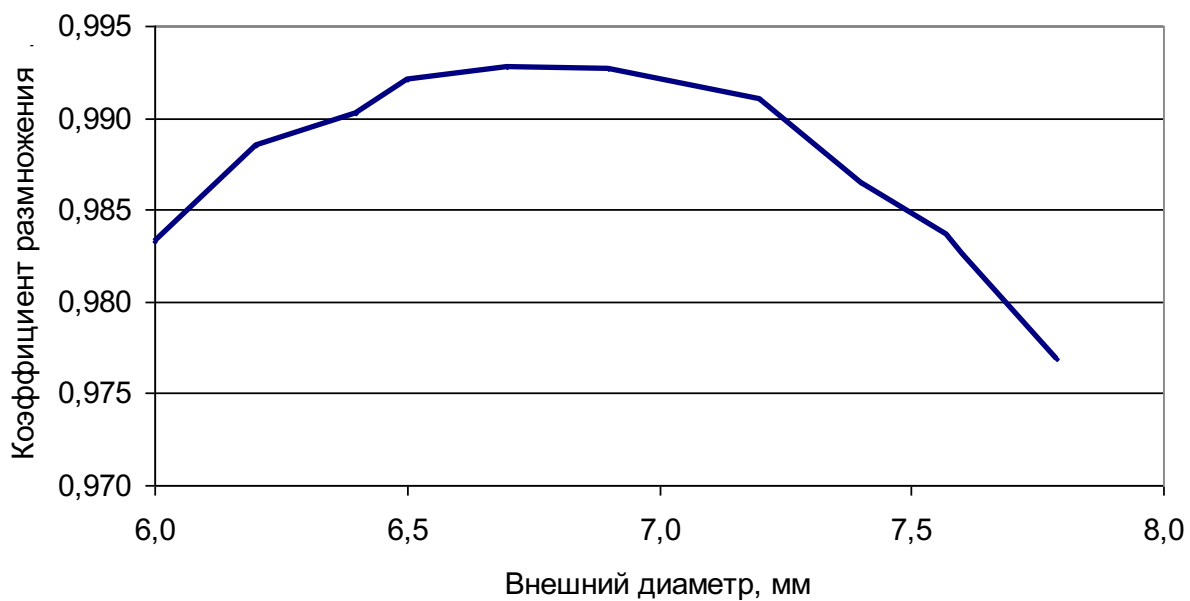


Рис. 2.11. Зміна $k_{\text{эф}}$ в залежності від зовнішнього діаметру паливної таблетки

Таблиця 2.4 Вплив на розмножувальні властивості ТВЗ ВВЕР-1000 і БЦК-31 в разі відсутності декількох твелів в ТВЗ

Конфігурація ТВЗ		$k_{\text{эф}}$ одна ТВЗ	$k_{\text{эф}}$ 31 ТВЗ в БЦК
Проектна		$0,7477 \pm 0,0021$	$0,9141 \pm 0,0019$
Ряд 1	Без 1	$0,7497 \pm 0,0019$	
	Без 3	$0,7515 \pm 0,0022$	$0,9161 \pm 0,0019$
Ряд 4	Без 3	$0,7544 \pm 0,0019$	$0,9195 \pm 0,0017$
	Без 6	$0,7552 \pm 0,0023$	
Ряд 8	Без 3	$0,7514 \pm 0,0018$	
	Без 6	$0,7521 \pm 0,0017$	
Ряд 4, Ряд 8	Без 3 + 6	$0,7553 \pm 0,0017$	$0,9208 \pm 0,0019$

У табл. 2.5 наведено дані про зміну $k_{\text{эф}}$ у разі пошкодження для різних типів ТВЗ ВВЕР-1000 оболонки твелів і заповнення водою центрального отвору

(якщо є) і зазору між оболонкою твела і паливною таблеткою. З аналізу даних випливає, що збільшення k_{ef} є незначним.

Таблиця 2.5 Збільшення k_{ef} при заповненні водою простору між таблеткою і оболонкою, а також центрального отвору, якщо він присутній.

Тип ТВЗ	Збагачення, мас % ^{235}U	Збільшення k_{ef} при заповненні водою
ТВЗ-М	4,45	0,0255
ТВЗ-А	4,45	0,0194
ТВЗ-В	4,25	0,0114
ТВЗ-В (LTA)	4,45	0,0095

Контейнери зберігання і перевезення ВЯП мають забезпечувати гелієве (сухе) внутрішнє середовище в усіх нормальних і аварійних умовах. У цьому випадку будь-яка зміна конфігурації палива практично не впливає на показники ядерної безпеки. Для будь-яких умов затоплення палива водою приймається, що зазор між таблетками і оболонкою, а також і центральний отвір таблеток (якщо є) заповнені водою, що консервативно відповідає пошкодженню оболонок всіх твелів за нормальних і аварійних умов.

Обґрунтування ядерної безпеки для випадків зберігання в БЦК пошкоджених ВТВЗ, з геометричними параметрами ВТВЗ, що перевищують розглянуті межі проектних значень, в основному, за рахунок збільшення кроку, розташування твелів у випадках пошкодження чи зміщення дистанціюючих решіток, потребує додаткових проектних рішень, таких як: збільшення

концентрації поглинача в матеріалі Metamic-НТ, застосування неповної загрузки БЦК, використання кредиту вигорання та/чи інше.

2.4. Верифікація результатів числового моделювання в Монте-Карло кодах формування сигналу ДПЗ у ВВЕР-1000

З аналізу даних розділу 1 стає зрозумілим, що перехід від сигналу ДПЗ до ЛЕВ є складним процесом, який потребує врахування низки факторів, що з часом змінюються (концентрація борної кислоти в теплоносії, вигорання емітера ДПЗ тощо). Програми, що моделюють процес переносу іонізуючого випромінювання в речовині з використанням методів Монте-Карло дозволяють створити розрахункові моделі, з використанням яких можна уточнити перехідну функцію для ДПЗ (показано в розділах 3 та 4) та врахувати індивідуальні особливості кожної ТВЗ (профілювання збагачення по радіусу, та висоті тощо), що на даний момент не здійснюється при відновленні ЛЕВ.

Для дослідження особливостей формування спектра нейтронів в АкЗ, що попадають до чутливого об'єму детектора, та впливу зміни параметрів АкЗ на сигнал ДПЗ було виконано числове моделювання в кодах MCNP та SERPENT елемента АкЗ ВВЕР-1000. Порівняння результатів моделювання цих двох кодів є необхідним для верифікації розроблених моделей, а також пов'язане з тим, що код SERPENT використовується у програмному забезпеченні нових СВРК-М2 [82].

2.4.1. Моделі для чисельних розрахунків

У кодах MCNP та SERPENT було розроблено моделі, що представляють собою сім ТВЗ ВВЕР-1000 (рис. 2.12), які знаходяться в теплоносії, параметри якого змінювалися для різних розрахункових станів (температура та концентрація борної кислоти). На рис. 2.13 представлено поздовжній розріз

геометрії розрахункової моделі та збільшену центральну частину ТВЗ, в каналі якої знаходиться ДПЗ.

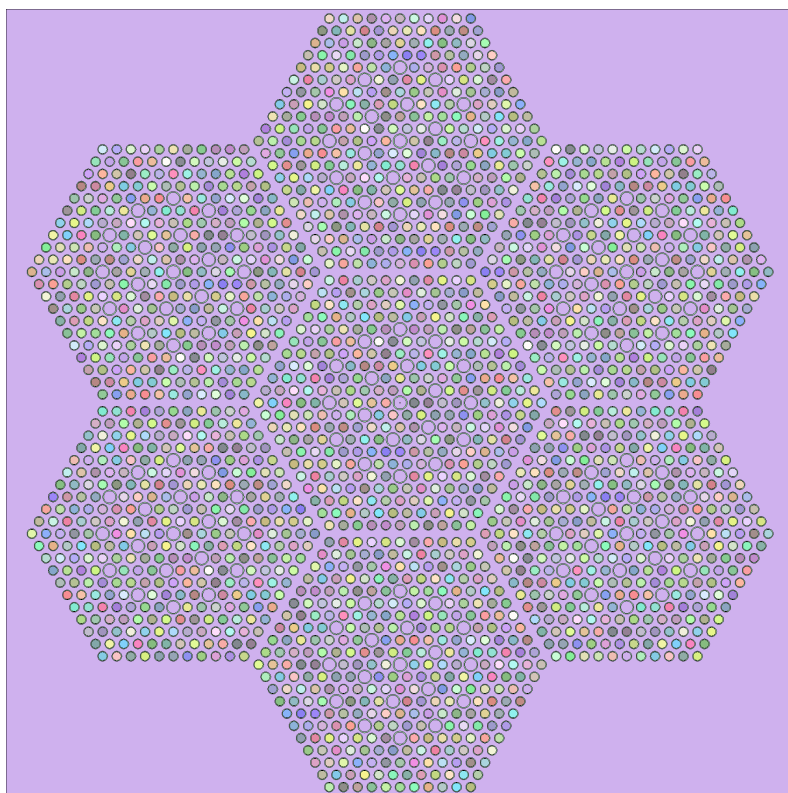


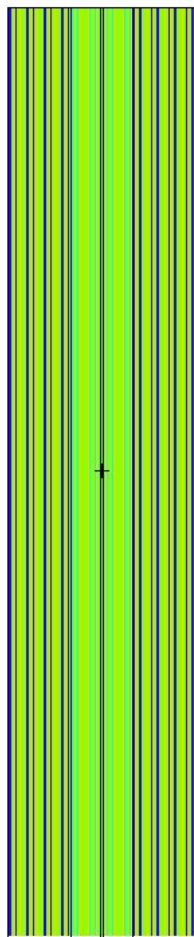
Рис. 2.12. Вигляд геометрії в поперечному перерізі в SERPENT

ДПЗ знаходиться в центральному каналі центральної ТВЗ. Направляючі канали органів системи управління захисту заповнено водою. Розміри всіх елементів у моделях та їхні характеристики відповідають реальним значенням ТВЗ та ДПЗ, що використовуються на реакторах ВВЕР-1000, та представлено в табл. 2.6.

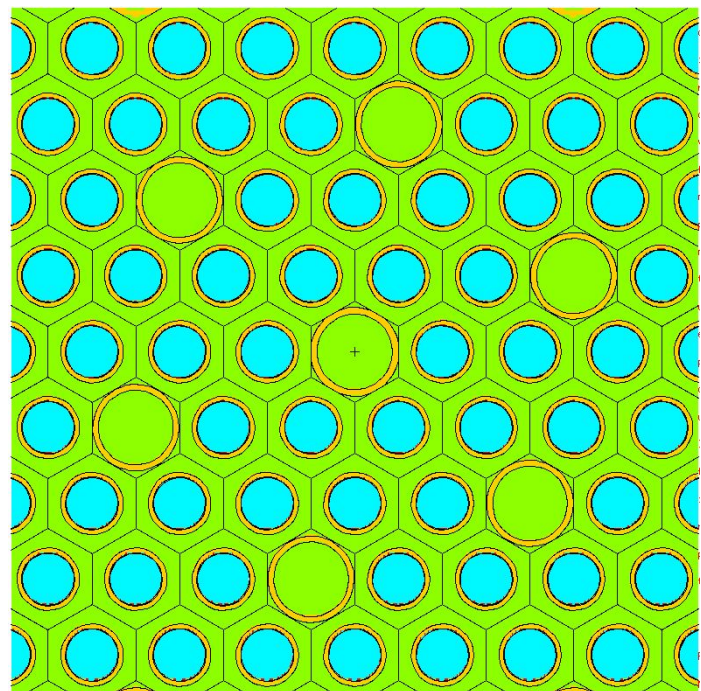
Таблиця 2.6 Основні геометричні розміри ТВЗ та ДПЗ

Параметр	ДПЗ			Твел	
	емітер	ізолятор	колектор	таблетка	оболонка
Внутрішній діаметр, мм	0	0,48	1,0	0	7,79
Зовнішній діаметр, мм	0,48	1,0	1,3	7,57	9,1

Параметр	ДПЗ			ТВел	
	емітер	ізолятор	колектор	таблетка	оболонка
Довжина, мм	250	250	250	3530	3530
Матеріал	Rh	Al ₂ O ₃	сталь	UO ₂ ,	Zr + 1 % Nb
Густина, г/см ³	12,41	3,99	7,8	10,4	6,55



а



б

Рис. 2.13. Розрахункова модель у кодї MCNP: а – поздовжній розріз, б – фрагмент центральної частини ТВЗ з каналом, в якому знаходиться КНВ.

Розрахункові моделі розроблено в кодах MCNP та SERPENT як абсолютно ідентичні за геометричними (розміри) та фізичними (температура, концентрація борної кислоти, густина та ін.) параметрами, так

і по ядерним даним (для розрахунку використовується бібліотека оцінених ядерних даних ENDF/B-VII). Більш детальний опис розрахункової моделі наведено в розділі 3.

Метою розрахунків на даних моделях є дослідження впливу параметрів теплоносія на процес активації родієвого емітера під впливом нейтронного потоку.

2.4.2. Результати чисельних розрахунків

Розрахунки показали, що сигнал детектора формується, в основному, твелями центральної ТВЗ, результати внеску в сигнал від ТВЗ наведено в табл. 2.7, де T – температура теплоносія ($^{\circ}\text{C}$), C – концентрація борної кислоти в ньому (г/кг).

Таблиця 2.7 Порівняння результатів внеску від ТВЗ до сигналу ДПЗ в кодах MCNP та SERPENT, %

ТВЗ	Параметри теплоносія				
	$T = 290$ $C = 0$	$T = 290$ $C = 5$	$T = 320$ $C = 0$	$T = 320$ $C = 5$	
Центральна ТВЗ	$69,1 \pm 0,8$	$72,0 \pm 0,8$	$67,9 \pm 0,9$	$69,2 \pm 0,9$	SERPENT
Сусідні ТВЗ	$30,1 \pm 0,8$	$28,0 \pm 0,8$	$32,1 \pm 0,9$	$30,8 \pm 0,9$	
Центральна ТВЗ	$68,6 \pm 0,5$	$70,1 \pm 0,5$	$66,5 \pm 0,5$	$67,9 \pm 0,5$	MCNP
Сусідні ТВЗ	$31,4 \pm 0,5$	$29,9 \pm 0,5$	$33,5 \pm 0,5$	$32,1 \pm 0,5$	

Збільшення відносного внеску центральної ТВЗ у сигнал ДПЗ при більших значеннях концентрації борної кислоти зумовлене збільшенням макроперерізу

поглинання нейтронів у теплоносії. Відповідно, і для нейтронів, що вилітають із сусідніх ТВЗ, більшою є ймовірність бути поглинутими в теплоносії. Зменшення відносного внеску до сигналу ДПЗ від сусідніх збірок пов'язане також зі зміною макроперерізу поглинання та розсіяння нейтронів на ядрах теплоносія.

Враховуючи симетрію даної задачі, на діаграмах нижче буде наведено потвельний внесок у сигнал детектора від 60° сектора симетрії ТВЗ, в яку встановлено ДПЗ, де самий верхній ряд твелів – периферійний ряд, що межує із сусідньою збіркою, а нижній ряд (з одним твелом) – ряд, що оточує центральну трубку з детектором.

На рис. 5 та 6 показано відносний внесок у сигнал ДПЗ для ТВЗ, в яку встановлено детектор при концентрації борної кислоти 0 г/кг і температурі теплоносія 290 °С, розрахований у кодах SERPENT та MCNP, відповідно. Як видно з діаграм, центральний ряд твелів (що оточують КНВ), дає найбільший внесок у сигнал ДПЗ. Хоча периферійні ряди мають значно менший внесок у порівнянні з центральними, але він все ще залишається суттєвим і тому при відновленні ЛЕВ необхідно враховувати не лише шість твелів навколо детектора, як це робиться в існуючих СВРК, але й інші ряди ТВЗ.

На рис. 2.14 та 2.15 показано відносний внесок до сигналу ДПЗ для ТВЗ, в яку встановлено детектор, при концентрації борної кислоти 5 г/кг і температурі теплоносія 290 °С. Порівнюючи із внеском при відсутності борного поглинача, видно, що внесок центрального ряду твелів зростає, а периферійних, відповідно, зменшується, як було описано раніше. Це пов'язано з більшою ймовірністю бути поглинутими ядрами бору для нейтронів, що вилітають із периферійних рядів ТВЗ.

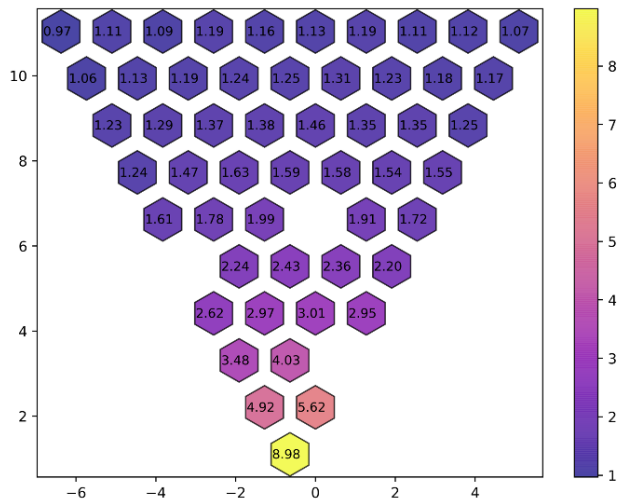


Рис. 2.14. Потвельний внесок у сигнал ДПЗ від центральної ТВЗ. SERPENT (0 г/кг, 290 °С).

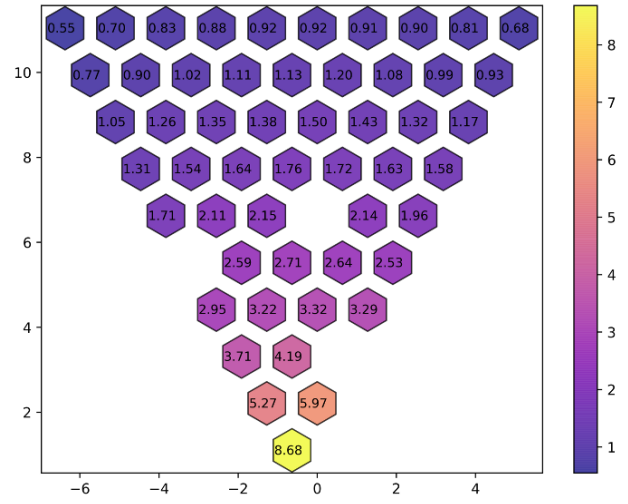


Рис. 2.15. Потвельний внесок у сигнал ДПЗ від центральної ТВЗ. MCNP (0 г/кг, 290 °С).

На рис. 2.16 та 2.17 показано відносний внесок у сигнал ДПЗ для ТВЗ, в яку встановлено детектор, при концентрації борної кислоти 5 г/кг і температурі теплоносія 290 °С. Порівнюючи із внеском при відсутності борного поглинача, видно, що внесок центрального ряду твелів зростає, а периферійних, відповідно, зменшується, як було описано раніше. Це пов'язано з більшою ймовірністю бути поглинутими ядрами бору для нейтронів, що вилітають із периферійних рядів.

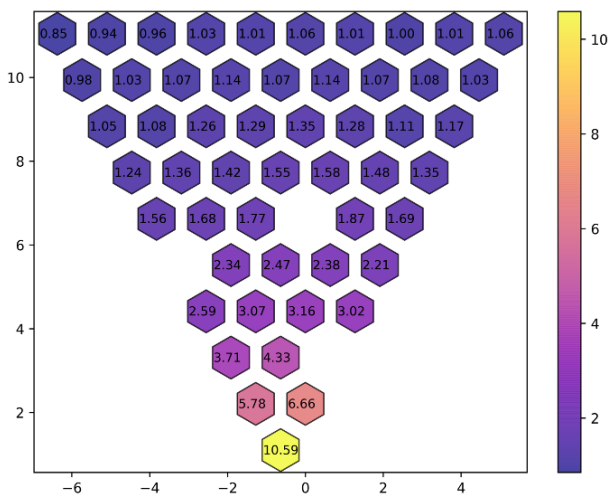


Рис. 2.16. Потвельний внесок у сигнал ДПЗ від центральної ТВЗ. SERPENT (5 г/кг, 290 °С).

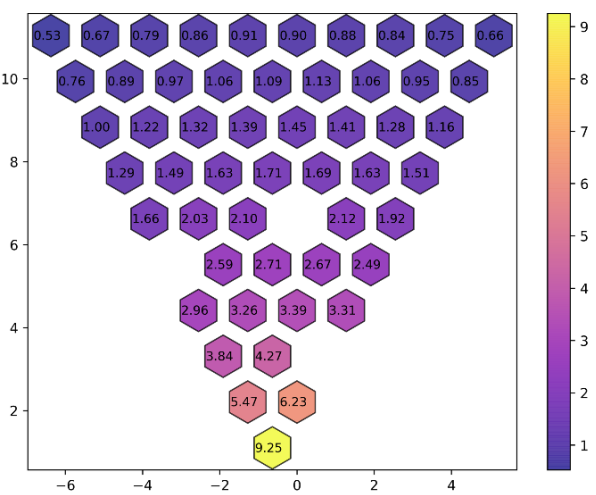


Рис. 2.17. Потвельний внесок у сигнал ДПЗ від центральної ТВЗ. MCNP (5 г/кг, 290 °С).

На рис. 2.18 та 2.19 наведено результати відносного внеску в сигнал ДПЗ від центральної ТВЗ при температурі теплоносія 320 °С і концентрації борної кислоти 0 г/кг. Як видно, зміна температури призводить до зміни макроперерізів поглинання та розсіяння ядрами теплоносія, що впливає на кількість реакцій радіаційного поглинання на ядрах емітера і, відповідно, зміну сигналу ДПЗ. Для тієї ж температури, але при концентрації борної кислоти в теплоносії 5 г/кг, результати представлено на рис. 2.20 і 2.21.

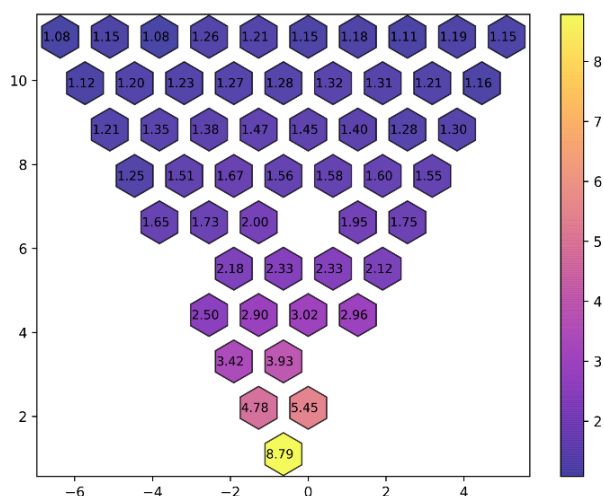


Рис. 2.18. Потвельний внесок у сигнал ДПЗ від центральної ТВЗ. SERPENT (0 г/кг, 320 °С).

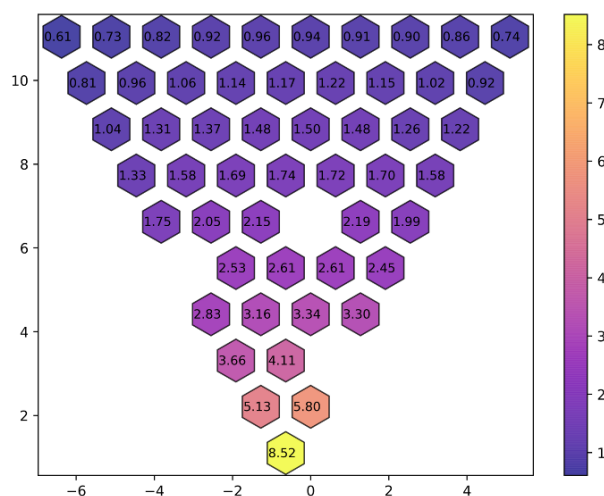


Рис. 2.19. Потвельний внесок у сигнал ДПЗ від центральної ТВЗ. MCNP (0 г/кг, 320 °С).

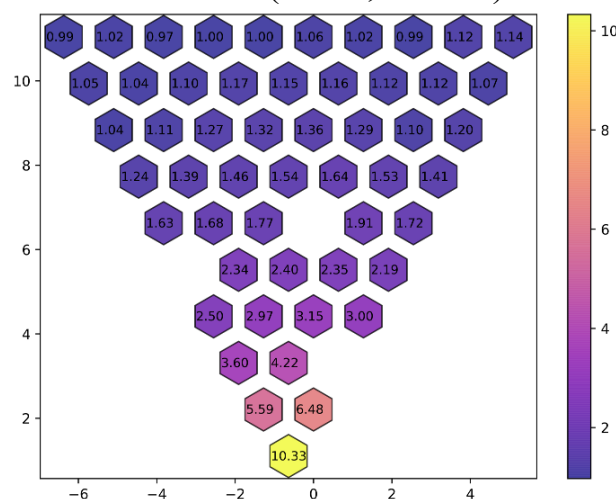


Рис. 2.20. Потвельний внесок у сигнал ДПЗ від центральної ТВЗ. SERPENT (5 г/кг, 320 °С).

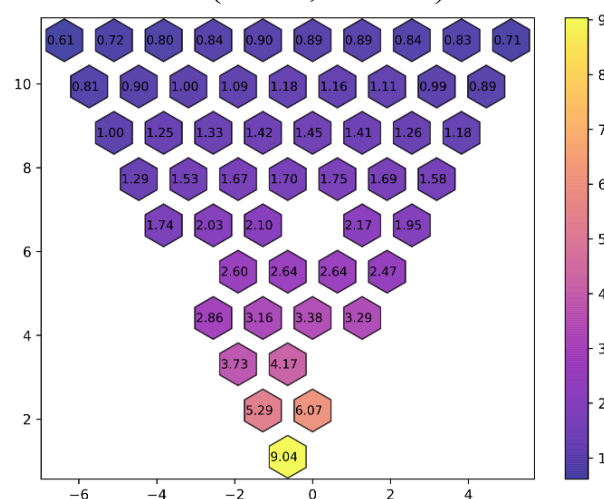


Рис. 2.21. Потвельний внесок у сигнал ДПЗ від центральної ТВЗ. MCNP (5 г/кг, 320 °С).

Результати моделювання демонструють, що дані, отримані методом Монте-Карло в кодах MCNP та SERPENT, добре узгоджуються між собою і демонструють однакову функцію відгуку ДПЗ при зміні параметрів АкЗ реактора. Оскільки розрахункові моделі в обох кодах підтверджують однакову поведінку функції відгуку ДПЗ при зміні параметрів АкЗ та числові результати, це вказує на коректність розрахункової моделі формування сигналу ДПЗ.

2.5. Висновки до розділу 2

1) Проведений комплекс розрахунків для аналізу особливостей формування сигналу в ДПЗ ВВЕР-1000 дозволяє стверджувати, що розрахункові схеми паливних конфігурацій, розроблених на основі кодів MCNP та SERPENT, є коректними та чутливими до змін параметрів активної зони (зокрема, до температури та концентрації борної кислоти). Отримані дані свідчать про те, що, в основному, сигнал з ДПЗ (на ~70 %) формується ТВЗ, до якої його встановлено, і на числове значення цього внеску суттєво впливає концентрація борного поглинача в теплоносії.

2) Аналіз потвельного внеску в сигнал ДПЗ дозволяє зробити висновок, що при відновленні ЛЕВ твелів ТВЗ необхідно враховувати внесок усіх твелів ТВЗ, а не лише одного ряду твелів, що є найближчими до КНВ. Використання даних результатів при визначенні перехідної функції від струму ДПЗ до ЛЕВ дає змогу підвищити точність визначення даних функцій, а також, відповідно, надійність і рівень безпеки при експлуатації ядерного палива.

3) В цілому, результати аналізу ядерної безпеки систем зберігання ВЯП з представленими консервативними припущеннями підтверджують неперевищення ефективним коефіцієнтом розмноження нейтронів k_{eff} значення 0,95 з урахуванням всіх розрахункових похибок і невизначеностей, з довірчою

ймовірністю 0,95, за будь-яких умов нормальної експлуатації, при порушеннях нормальної експлуатації та за проектних аварій.

РОЗДІЛ 3. Система внутрішньо реакторного контролю ВВЕР-1000: особливості функціонування та модельна реалізація окремих складових

На вітчизняних АЕС для оперативного моніторингу та контролю енерговиділення по об'єму активної зони реактора використовують ДПЗ з родієвим емітером. ДПЗ входять до складу системи внутрішньо реакторного контролю (СВРК).

У перших проектах ВВЕР основну увагу приділялось контролю підігріву теплоносія на виході з тепловиділяючих збірок (ТВЗ), а внутрішньозонний контроль розподілу енерговиділення не був предметом детального визначення. Так, наприклад, термомпари на виході з ТВЗ у ВВЕР-210 було встановлено в 220 ТВЗ (з 349 ТВЗ, що входили до складу АкЗ), а канали нейтронних вимірів (КНВ) з детектором прямого заряду з родієвим емітером - тільки в 12 касетах. Також у перших СВРК використовували ванадієві КНВ (1-2 шт., довжина ванадієвого емітера дорівнювала висоті АкЗ), а кількість родієвих ДПЗ в одному КНВ становила 4 од., рівномірно розташованих по висоті АкЗ. Згодом кількість ДПЗ у КНВ вже становила 7. Кількість КНВ у ВВЕР-440 (349 ТВЗ) збільшилося з 12 до 36, а у ВВЕР-1000/В-320 (163 ТВЗ) встановлюється вже 64 КНВ. У процесі розвитку СВРК кількість ТВЗ, оснащених КНВ, збільшилася з ~5 до ~40%. Це пов'язано, насамперед, з необхідністю більш детального визначення полів енерговиділення при зростанні значень локальних енерговиділень, що є характерним для різних поколінь реакторів ВВЕР, а також підтверджує важливість задачі визначення локального енергорозподілу по об'єму АкЗ ядерного реактора для забезпечення його експлуатації.

До впровадження КНВ у проектах ВВЕР розподіл енерговиділення по об'єму АкЗ визначався з використанням активаційних детекторів на основі

мідного чи сталюого дроту с додаванням марганцю. Такі детектори (дроти) поміщали в спеціальні вимірювальні канали (в центральну трубку ТВЗ зі з'єднанням через роз'єми у кришці реактора), а після опромінення і напрацювання ізотопів (^{64}Cu та ^{56}Mn , відповідно) виймали з АкЗ. Розподіл гамма-активності по довжині активаційного детектора дозволяв відтворювати розподіл енерговиділення по висоті вимірювального каналу (в тому числі по висоті ТВЗ) під час опромінення в АкЗ реактора.

Таким чином, у процесі еволюції СВРК підтверджено, що розподіл енерговиділення, в тому числі й ЛЕВ твелів, є одним із найважливіших показників безпечної та надійної експлуатації РУ з ВВЕР. Задача надійного контролю ЛЕВ є однією з найбільш важливих при роботі СВРК. Для визначення ЛЕВ ядерного палива в АкЗ реактора особливої уваги вимагає процедура взаємної відповідності показів ДПЗ СВРК з результатами нейтронно-фізичних розрахунків. Цій процедурі передуює вирішення задачі коректного переходу від визначеної величини струму ДПЗ до ЛЕВ палива. Обґрунтованість та експериментальне підтвердження правильності вирішення такої задачі переходу від струму ДПЗ до ЛЕВ палива значною мірою визначає безпечну і економічно вигідну роботу ядерного енергоблоку.

Особливо важливою задачею визначення ЛЕВ у СВРК стала останнім часом у зв'язку з впровадженням нових паливних циклів і розширенням номенклатури видів палива для формування паливних завантажень АкЗ, в тому числі й від різних виробників, а також плани використовувати ВВЕР-1000 в маневровому режимі.

Системи контролю ЛЕВ у СВРК за період експлуатації ВВЕР пройшли через декілька модернізацій, що були зумовленими, насамперед, впровадженням сучасних технічних засобів і прикладного програмного забезпечення, а також підвищенням вимог до точності визначення ЛЕВ. На

даний момент у СВРК ВВЕР-1000 АЕС України для відновлення полів енерговиділення по об'єму активної зони використовується ПЗ «КРУИЗ» розробки РФ, а на блоках, де працює та планується впроваджувати паливо виробництва компанії Westinghouse, застосовують ПЗ BEACON. Відсутність в Україні ПЗ власного виробництва буде призводити до проблем в експлуатації СВРК у майбутньому внаслідок залежності від російських компаній при внесенні необхідних змін [83]. Для вирішення задачі розробки вітчизняного прикладного ПЗ СВРК, разом з освоєнням програм підготовки нейтронно-фізичних констант і програм розрахунку нейтронно-фізичних характеристик АкЗ ВВЕР-1000, необхідно вирішити задачу коректного врахування і відновлення струму ДПЗ у залежності від змінних параметрів АкЗ: вигорання палива, температури і концентрації борної кислоти в теплоносії, положенні органів регулювання системи управління та захисту (ОР СУЗ) та ін.

Сучасна система внутрішньо реакторного контролю (СВРК) забезпечує контроль нейтронно-фізичних і тепло гідравлічних параметрів першого контуру реактора та має такі основні функції [84]:

- коригування інерційності сигналів детекторів прямого заряду;
- циклічний збір даних з датчиків реакторної установки;
- розрахунок нейтронно-фізичних і теплогідравлічних параметрів активної зони і першого контуру РУ;
- контроль поточних параметрів і формування сигналів відхилення від границь технологічних уставок;
- відображення параметрів стану активної зони і РУ в формі відеограм, протоколів і графіків;
- ведення архіву вимірних і вичислених параметрів та подій і ознак відхилень від уставок;

- оперативна оцінка параметрів розподілу енерговиділення по висоті активної зони і порівняння їх з уставками, що залежать від ступеню вигорання палива;
- передача сигналу ПЗ-2 у систему управління і захисту при перевищенні заданих уставок локального енерговиділення та/чи запасу до кризи теплообміну;
- неперервний прогноз розподілу енерговиділення в АкЗ;
- прогноз розподілу енерговиділення за запитом оператора для заданого впливу органів управління;
- контроль якості оперативного відновлення поля енерговиділення.

Структурно СВРК складається з трьох рівнів, що представляють: рівень зв'язку з об'єктом (датчики), нижній рівень (апаратура вимірювань сигналів) та верхній рівень (засоби відображення та обчислення інформації).

Функціонально СВРК являє собою програмне забезпечення (ПЗ) нижнього і верхнього рівнів. ПЗ нижнього рівня збирає та оцифровує всі сигнали внутрішньореакторних датчиків, поза зонних датчиків апаратури контролю нейтронного потоку (АКНП), термопар та інших сигналів. Основна робота верхнього рівня – відновлення поля енерговиділення по всім об'ємам АкЗ з використанням показів ДПЗ. Відновлення енерговиділення реалізовано на програмі фізичного розрахунку реактора та корегуванні результатів з використанням експериментальних даних з ДПЗ.

ДПЗ встановлюють в КНВ по 7 штук рівномірно по висоті АкЗ ВВЕР-1000. На рис. 3.1 та рис. 3.2 представлено вигляд КНВ у поздовжньому та поперечному розрізах. Довжина емітера ДПЗ – 250 мм, радіус родієвого дроту – 0.25 мм, крок між детекторами в КНВ становить 437.5 мм (в КНВ ВВЕР-440 крок розташування 305 мм, а довжина детектора 200 мм).

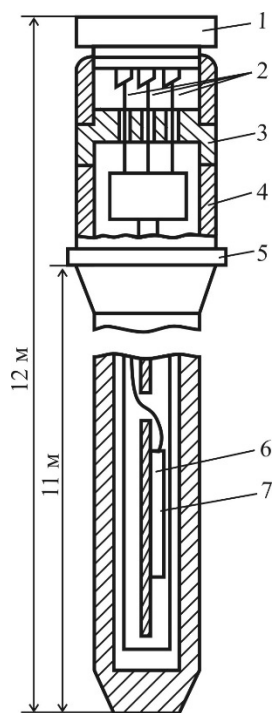


Рис. 3.1. КНВ в поздовжньому розрізі

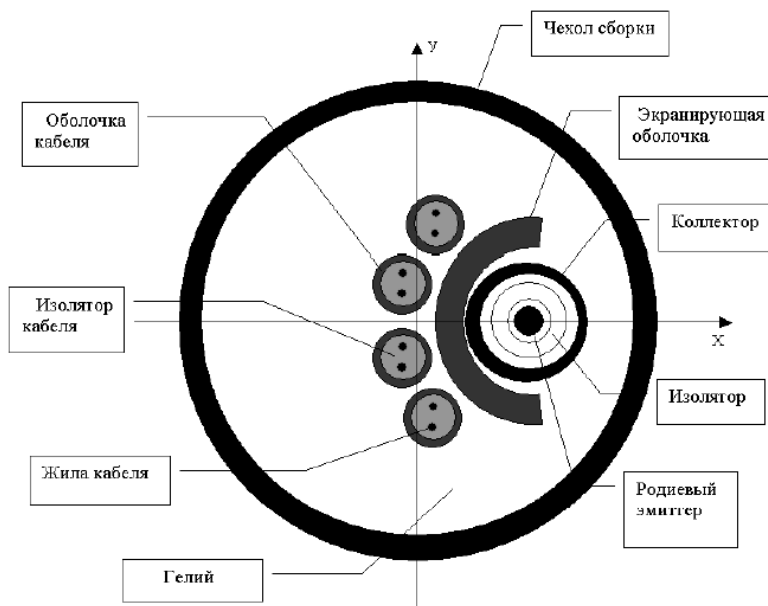


Рис. 3.2. Поперечний переріз КНВ в районі 4-го ДПЗ

3.1. Особливості родієвих ДПЗ

Як було відмічено в розділі 1, при опроміненні детектора нейтронами на ядрах емітера відбувається реакція радіаційного поглинання нейтронів. Далі утворюється β^- -радіоактивний ізотоп, який при розпаді випромінює електрони, що після проходження ізолятора попадають на колектор і створюють у зовнішньому ланцюгу струм, що реєструється апаратурою та є пропорційним щільності потоку нейтронів в АкЗ. Схему активації ядер родію та β^- -розпаду показано на рис. 3.3.

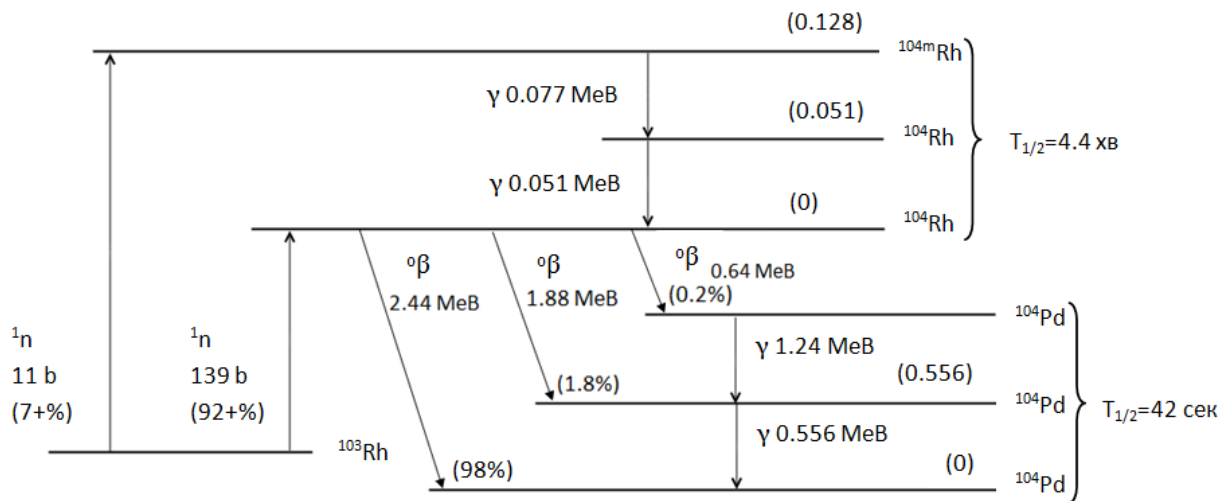


Рис. 3.3. Схема активації ^{103}Rh

Внесок до струмового сигналу ДПЗ обумовлений наступними складовими :

- запізнілою компонентою – внаслідок β^- -розпаду активованих ядер родію (див. рис. 3.3), що становить $92 \div 95$ % від величини всього сигналу;
- миттєвою компонентою – внаслідок Комптон-ефекту, пов'язаним з випромінюванням фотонів і утворенням електронних пар, що становить приблизно $3 \div 5$ % від величини всього сигналу;
- миттєвою компонентою від реакторних фотонів до $\sim 1,5$ % внеску від величини всього сигналу;
- запізнілою фотонною складовою, що зумовлена продуктами розпаду ядерного палива, з ~ 1 % від величини всього сигналу;
- фоновим струмом лінії зв'язку.

Сигнал ДПЗ залежить від спектра нейтронів, що є наслідком впливу на зміну мікроперерізів поглинання ^{103}Rh як до загального закону $1/v$, так і, можливо, різним ступенем залежності від енергії нейтронів (відхилення від закону $1/v$ та фактору Весткотта) мікроперерізів утворення ^{104m}Rh і ^{104}Rh (рис. 3.4). Така особливість проявляється в результатах досліджень складових струму

ДПЗ у різні моменти паливної кампанії, а також на реакторах з різними характеристиками за параметрами потоку теплових нейтронів [85,86].

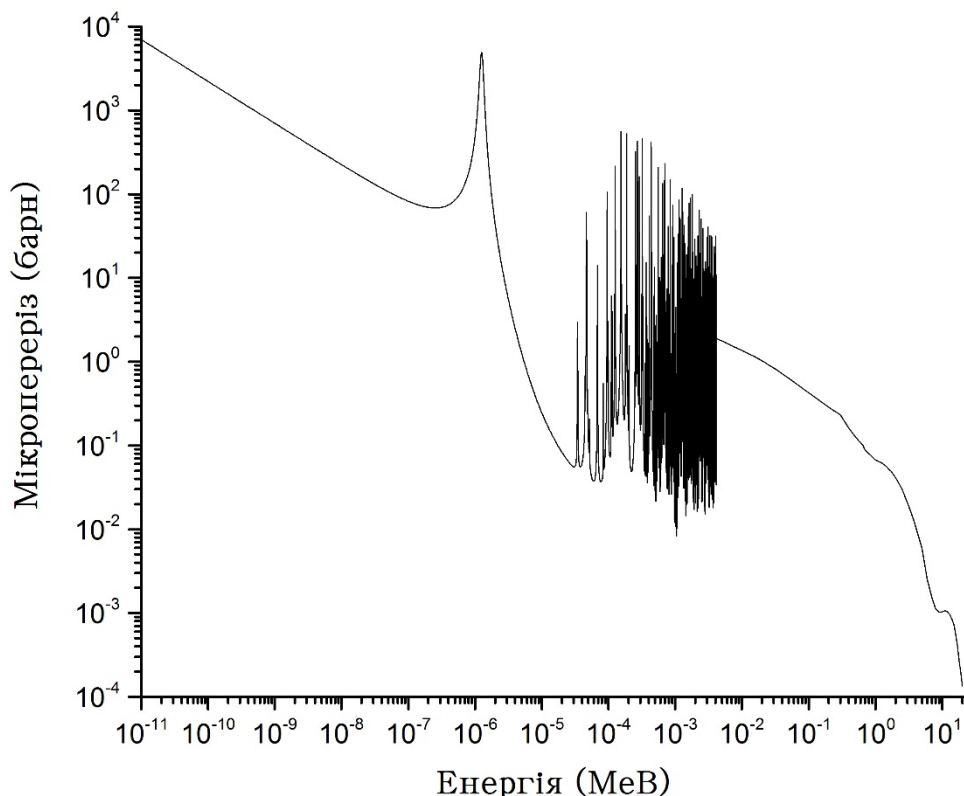


Рис. 3.4. Залежність мікроперізу поглинання ядрами ^{103}Rh від енергії нейтронів

Також необхідно враховувати, що на коефіцієнт переходу від струму ДПЗ до енерговиділення буде впливати різна енергетична залежність мікроперерізів поглинання нейтронів в урані і плутонії, котра також по всьому спектру не збігається з енергетичною залежністю мікроперерізу родію. Для врахування такої різниці необхідно додатково ввести спектральний коефіцієнт переходу від виміряного сигналу ДПЗ до енерговиділення в контрольованій детектором області АкЗ.

Усі вище перелічені процеси мають бути врахованими в коефіцієнтах переходу від енерговиділення в твелах, що оточують ДПЗ, до струму ДПЗ,

відомих як геометричний фактор. Традиційно прийнято визначати такий коефіцієнт переходу для шести найближчих твелів [87]. Отримані таким чином результати дозволяють визначати коефіцієнт переходу для довільного числа твелів, що оточують ДПЗ.

3.2. Чисельне моделювання формування сигналу ДПЗ за допомогою коду MCNP

Для вирішення вище описаної задачі в середині 90-х років було розроблено алгоритм розрахунку перехідної функції для конкретних ТВЗ, що застосовуються у ВВЕР-1000 [88]. На сьогоднішній день розвиток і застосування нейтронно-фізичних та імовірнісних програмних продуктів дозволяють значно уточнити ці алгоритми, а також використовувати їх для розрахунку перехідної функції для нових типів палива.

Для визначення функції переходу від сигналу ДПЗ до лінійного енерговиділення було створено модель для числових розрахунків в MCNP, що базується на аналогічних моделях, що були представлені в розділі 2. Валідація моделей ТВЗ ВВЕР-1000 в коді MCNP проводилася на базі критичних експериментів [89,90], частину їх також представлено в розділі 2.

Використовуючи результати моделювання в програмі MCNP процесу формування сигналу ДПЗ від нейтронів, що генеруються твелями самої ТВЗ, в якій знаходиться ДПЗ, а також твелями сусідніх ТВЗ, можна визначити функції переходу від сигналу ДПЗ до лінійного енерговиділення, в тому числі, що:

- кількісно характеризують вплив температури теплоносія і концентрації борної кислоти в теплоносії 1-го контуру на сигнал ДПЗ;

- визначають межі просторової чутливості детектора до енерговиділення в твелах ТВЗ.

Модель для чисельних розрахунків має бути побудованою на основному процесі формування сигналу, а саме на процесі активації родієвого емітера під дією потоку нейтронів. Для оцінки впливу параметрів АкЗ реактора на формування сигналу в детекторі використовувався спеціалізований код MCNP4C [54].

Щоб визначити зону чутливості ДПЗ до нейтронів, що генеруються в оточуючих твелах, враховуючи симетрію задачі для центральних ТВЗ, в моделі можна врахувати лише дві сусідні ТВЗ. Для моделювання сигналу ДПЗ достатньо розглянути 60° область сектора симетрії, до якої попадають твели ТВЗ з розташованим в ній детектором, а також твели сусідньої ТВЗ. На рис. 3.5 зображено поперечний переріз моделі та виділено розрахункову область 60° сектора симетрії.

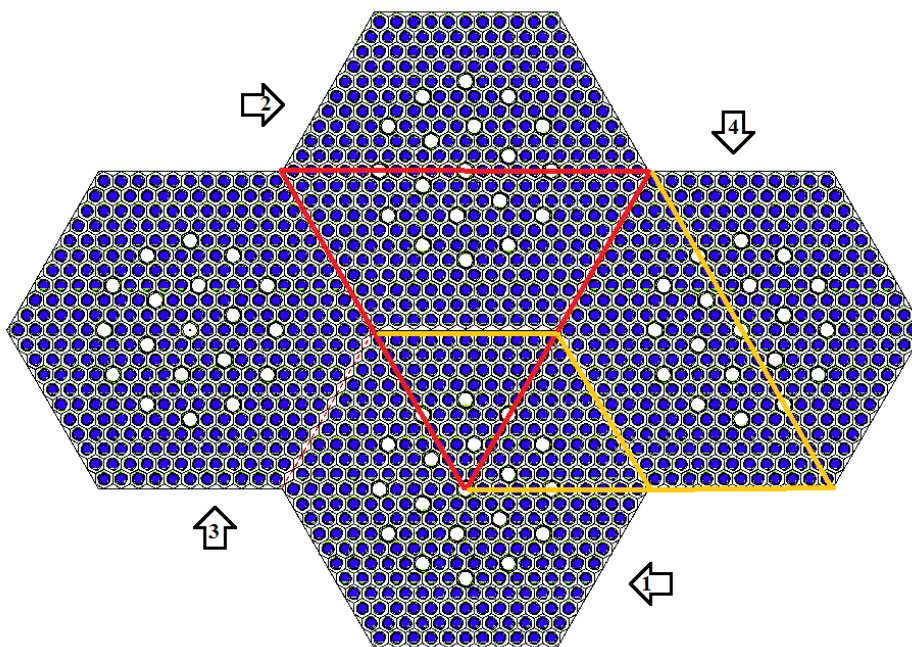


Рис. 3.5. Поперечний переріз змодельованої області ТВЗ.

Беручи до уваги симетрію моделі у формуванні сигналу ДПЗ у вертикальному напрямку, при моделюванні джерелом нейтронів слугувала область ТВЗ 60° сектору симетрії з висотою 1250 мм для 5 значень висоти ДПЗ (250 мм). Змодельований сектор ТВЗ було умовно сформовано за висотою як 5 зон по 250 мм кожна, для визначення диференціального внеску до сигналу ДПЗ кожної зони (див рис. 3.6).

На рис. 3.7 зображено центральну ТВЗ зі встановленим до неї ДПЗ, у збільшеному масштабі. Конструкція ТВЗ відповідає конструкції збірок ТВС-А, що використовуються в АкЗ ВВЕР-1000.

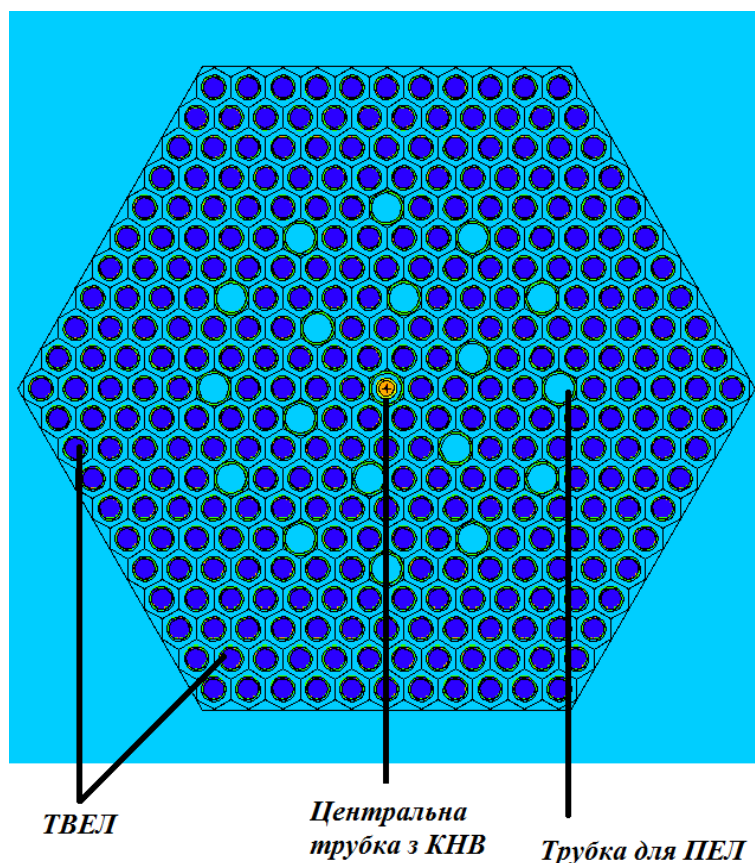
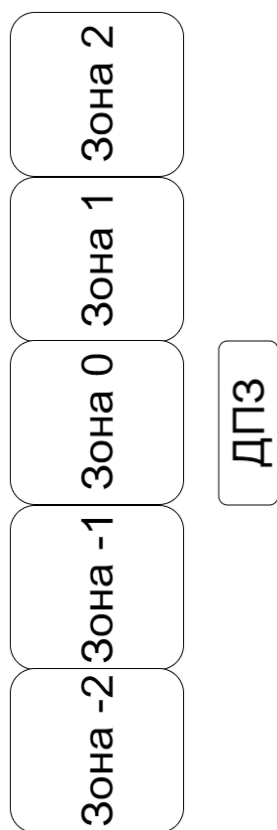


Рис. 3.6. Схема взаємного розташування зон ТВЗ і ДПЗ

Рис. 3.7. Збільшений вигляд центральної ТВЗ в яку встановлено ДПЗ.

Схему розташування ДПЗ і першого ряду твेलів навколо нього показано на рис. 3.8. Крок між твелями становить 12,75 мм, схема розташування – трикутна. Основні геометричні розміри ДПЗ та ТВЗ переставлено в табл. 2.6.

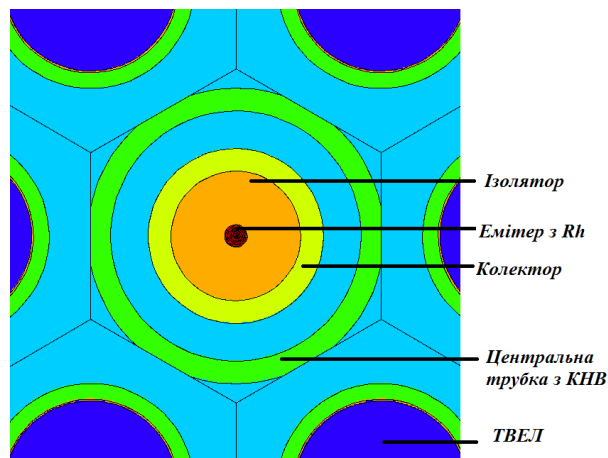


Рис. 3.8. Центральна частина ТВЗ з ДПЗ

На рис. 3.9 показано загальноприйнятту нумерацію твелів у ТВЗ. Далі в представленні деяких результатів використовується саме така нумерація твелів.

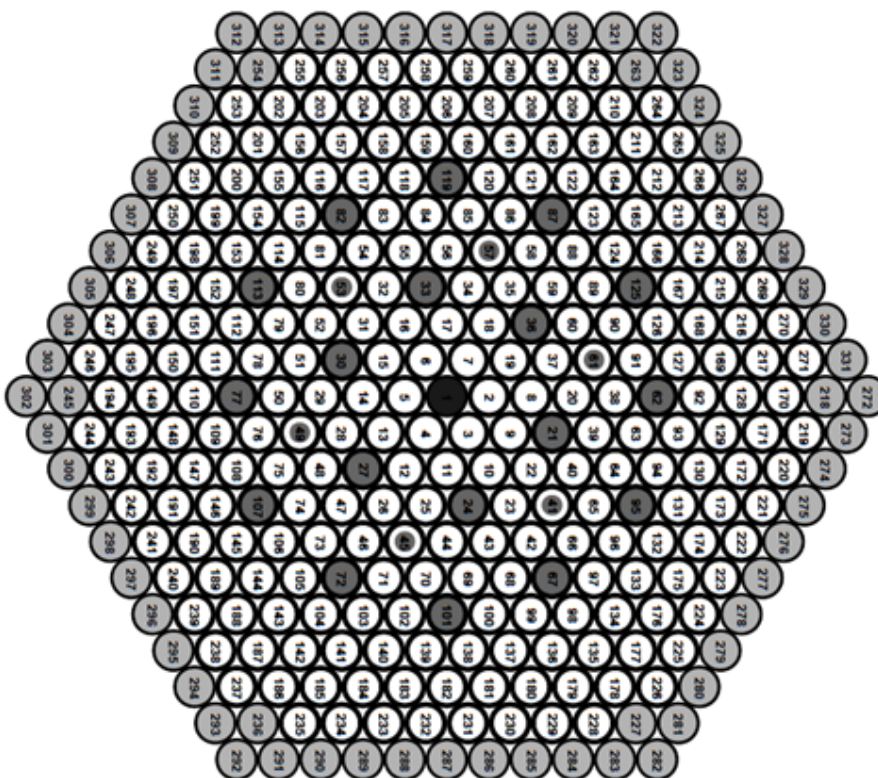


Рис. 3.9. Загальноприйнята нумерація твелів в ТВЗ ВВЕР-1000

Ціллю моделювання було визначити чутливість моделі формування сигналу ДПЗ до змін таких параметрів реакторної установки, як температура теплоносія та концентрація борної кислоти в теплоносії.

Внесок у сигнал ДПЗ від шести сусідніх (суміжних) ТВЗ становить 25-30 % в залежності від температури теплоносія та концентрації борної кислоти. Тому основну увагу в представленні результатів розрахунку приділено саме внеску від твелів ТВЗ зі встановленим до неї ДПЗ.

Розподіл внеску до сигналу ДПЗ від зон по висоті (див рис. 3.6) ТВЗ, до якої встановлено ДПЗ, представлено в табл. 3.1.

Таблиця 3.1 Внесок зон ТВЗ в сигнал ДПЗ

Температура теплоносія, °C	Концентрація борної кислоти, г/кг	Зона 0	Зона (-1 + 1)	Зона (-2 + 2)
290	0	77,81	21,91	0,28
290	5	78,70	21,03	0,26
320	0	77,04	22,63	0,33
320	5	77,83	21,86	0,31

На рис. 3.10 представлено розподіл внеску по висоті семи ТВЗ (центральна з них є тією, до якої встановлено ДПЗ, та шести сусідніх). По вертикальній вісі наведено відносний внесок у сигнал ДПЗ (у відсотках) від відповідних зон з висотою 5 см.

Аналіз результатів моделювання показав, що розроблена модель формування сигналу ДПЗ дозволяє отримати необхідні коефіцієнти переходу від зареєстрованого струму ДПЗ до ЛЕВ ТВЗ, в якій розташовано КНВ.

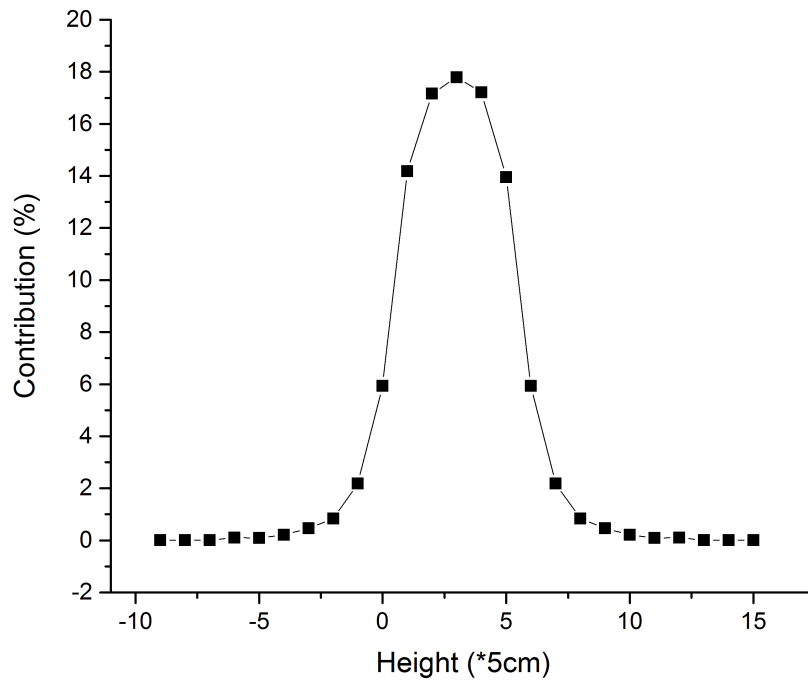


Рис. 3.10. Середній внесок до сигналу ДПЗ від 25 зон по висоті семи ТВЗ

На рис. 3.11 показано внесок для «центрального положення» з кожного ряду ТВЗ, в якій розташовано ДПЗ (нумерація твелів відповідає рис. 3.9). Внесок представлено для 3 зон по висоті.

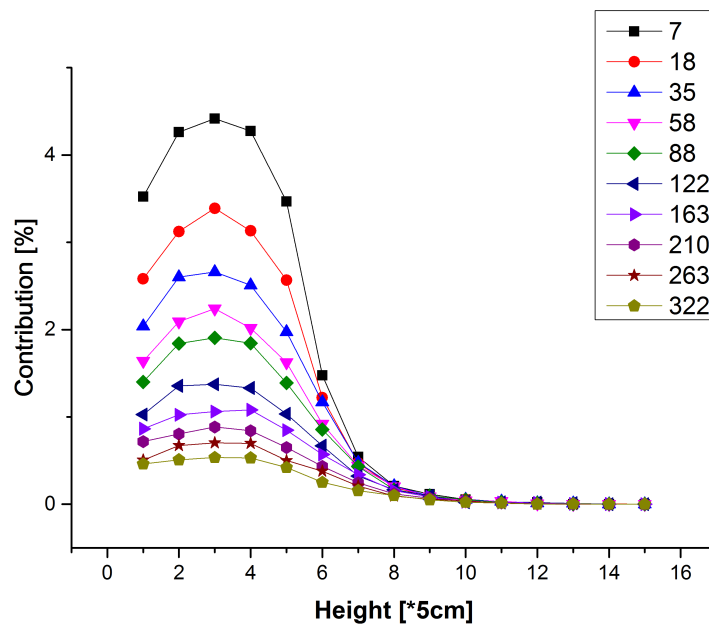


Рис. 3.11. Внесок у сигнал ДПЗ від «центрального» твелів по висоті ТВЗ, до якої встановлено детектор

Як видно з рис. 3.10, рис. 3.11 та табл. 3.1, для дослідження формування сигналу ДПЗ достатньо обмежитися зоною ТВЗ з висотою ~ 750 мм.

Проведений аналіз чутливості моделі формування струму ДПЗ по відношенню до досліджуваних факторів впливу, а саме концентрації борної кислоти в теплоносії та температури теплоносія, показав, що модель дозволяє надійно «відслідковувати» вплив на струм ДПЗ зміни температури теплоносія на ~ 1 °С, а концентрації борної кислоти - на 0,1 г/кг. Таким чином, один із найважливіших висновків аналізу результатів моделювання є таким: геометричний і спектральний чинники залежать від місця розташування ДПЗ в КНВ (верх, низ). Також розташування ДПЗ в КНВ впливатиме і на ступінь вигорання емітера [91], а в даний час у СВРК прийнято загальну для всіх ДПЗ модель врахування вигорання емітера [92].

В роботах [93,94,91] представлено дані по чутливості розрахункової моделі ДПЗ до змін розмірів емітера, а також до зміни розмірів паливної таблетки, оболонки твела і кроку розташування твелів. Так, наприклад, зменшення діаметру емітера на 0,048 мм зумовлює зменшення сигналу ДПЗ більш чим на 20 %, а зменшення зовнішнього діаметру таблетки на 0,1 мм призводить до збільшення коефіцієнта розмноження нейтронів на 0,005 відносних одиниць. Дані по чутливості моделі до змін розмірів паливної таблетки наведено для випадків «пошкодження» оболонки твелу і заповнення водою зазору між оболонкою і паливною таблеткою [93]

На рис. 3.12-3.15 представлено результати розрахунку внесків від твелів ТВЗ, в якій розташований ДПЗ, для різних станів активної зони по температурі теплоносія і концентрації борної кислоти.

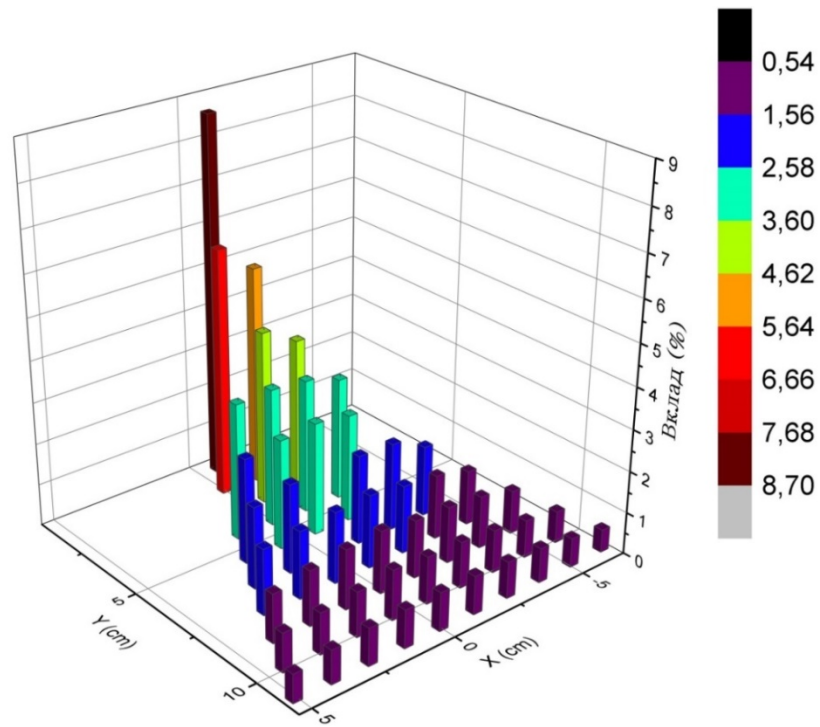


Рис. 3.12. Внесок у сигнал ДПЗ від твєлів ТВЗ-1 для стану: температура теплоносія 290 °С, концентрація борної кислоти 0 г/кг.

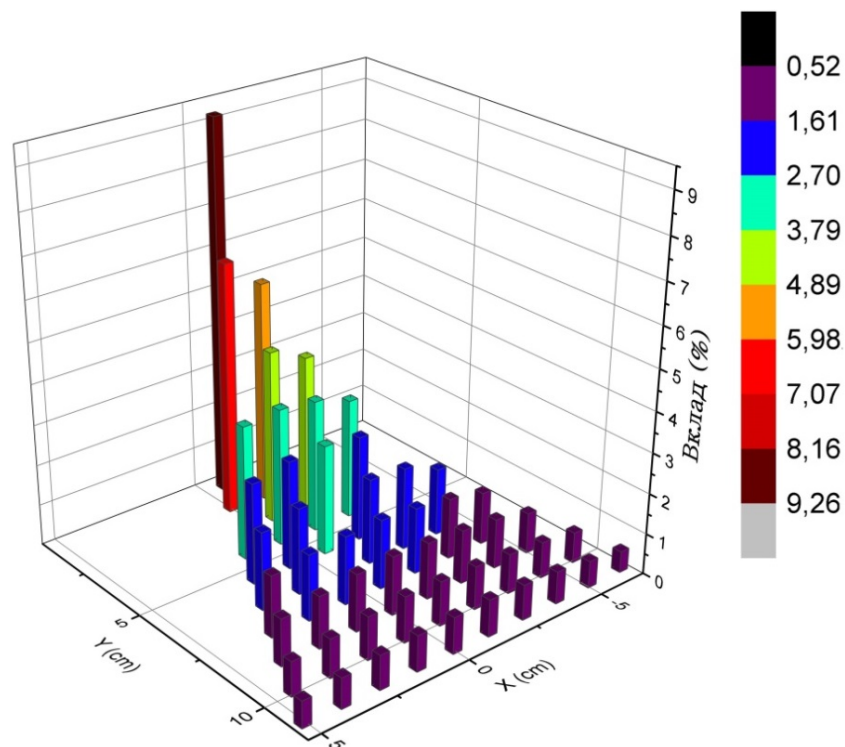


Рис. 3.13. Внесок у сигнал ДПЗ від твєлів ТВЗ-1 для стану: температура теплоносія 290 °С, концентрація борної кислоти 5 г/кг.

На рис. 3.12 та рис. 3.13 вклад від перших шести рядів (108 твेलів) становить $61,14 \pm 0,02$ та $62,3 \pm 0,05$ % відповідно.

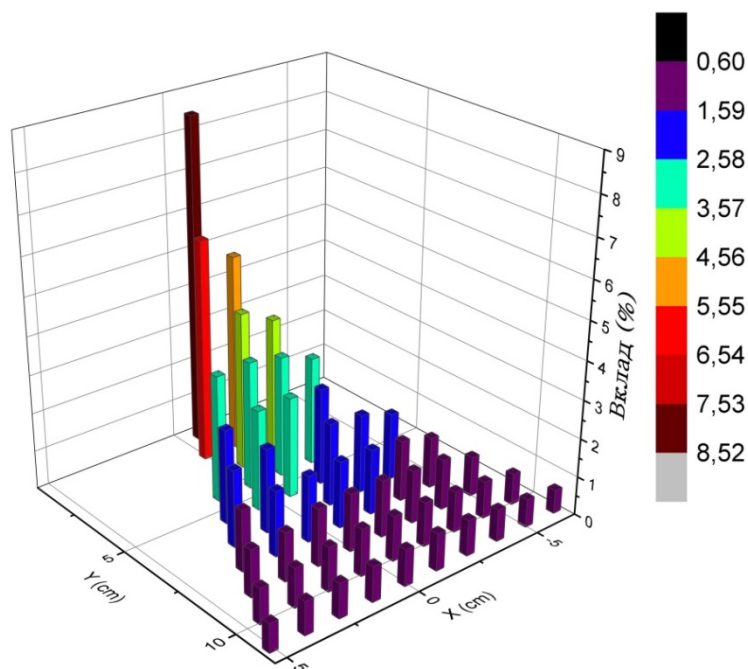


Рис. 3.14. Внесок у сигнал ДПЗ від твेलів ТВЗ-1 для стану: температура теплоносія 320 °С, концентрація борної кислоти 0 г/кг.

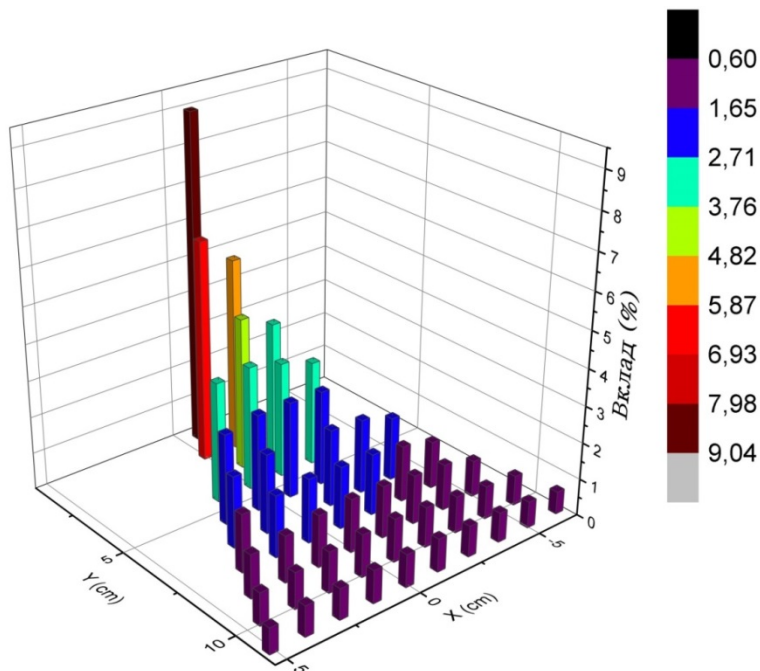


Рис. 3.15. Внесок у сигнал ДПЗ від твелів ТВЗ-1 для стану: температура теплоносія 320 °С, концентрація борної кислоти 5 г/кг.

Внесок від найближчих шести рядів твелів (108 шт.) при температурі теплоносія 320 °С для концентрації борної кислоти 0 і 5 г/кг становить $60,18 \pm 0,03$ % та $61,32 \pm 0,02$ %, відповідно.

Сумарний внесок у сигнал ДПЗ від дальньої половини сусідньої ТВЗ є меншим 4 %. Таким чином, показано, що внесок від твелів, суміжних із сусідньою ТВЗ, є не більше 1%, а від одиночного твелу, взагалі, $\sim 0,001$ %. На рис. 3.16 представлено зміну внеску від «середнього» твелу в залежності від номера ряду твела.

В табл. 3.2 наведено дані щодо внеску в сигнал ДПЗ від рядів твелів в ТВЗ, до якої встановлено ДПЗ, та сусідній збірці.

Таблиця 3.2 Розподіл вкладу в сигнал ДПЗ по рядах твелів в ТВЗ в яку встановлено ДПЗ та сусідній

ТВЗ	№ ряду в ТВЗ	Температура теплоносія, °С			
		290		320	
		Концентрація борної кислоти, г/кг		Концентрація борної кислоти, г/кг	
		0	5	0	5
ТВЗ-1	1	6,24	6,77	5,98	6,46
	2	8,08	8,57	7,68	8,12
	3	5,68	5,94	5,46	5,64
	4	9,18	9,46	8,86	9,06
	5	7,52	7,67	7,16	7,40
	6	7,23	7,20	7,11	7,13
	7	8,03	8,01	7,96	8,01

ТВЗ	№ ряду в ТВЗ	Температура теплоносія, °С			
		290		320	
		Концентрація борної кислоти, г/кг		Концентрація борної кислоти, г/кг	
		0	5	0	5
	8	7,51	7,49	7,48	7,37
	9	6,55	6,42	6,62	6,51
	10	5,81	5,69	5,89	5,74
ТВЗ-2	11	4,80	4,62	4,98	4,85
	10	4,21	4,00	4,35	4,23
	9	3,73	3,59	3,84	3,72
	8	3,23	3,01	3,34	3,14
	7	2,51	2,44	2,73	2,65
	6	2,12	1,98	2,28	2,13
	5	2,15	2,03	2,34	2,23
	4	1,52	1,45	1,67	1,59
	3	1,53	1,43	1,68	1,60
	2	1,34	1,26	1,49	1,42
	1	1,03	0,96	1,10	1,01

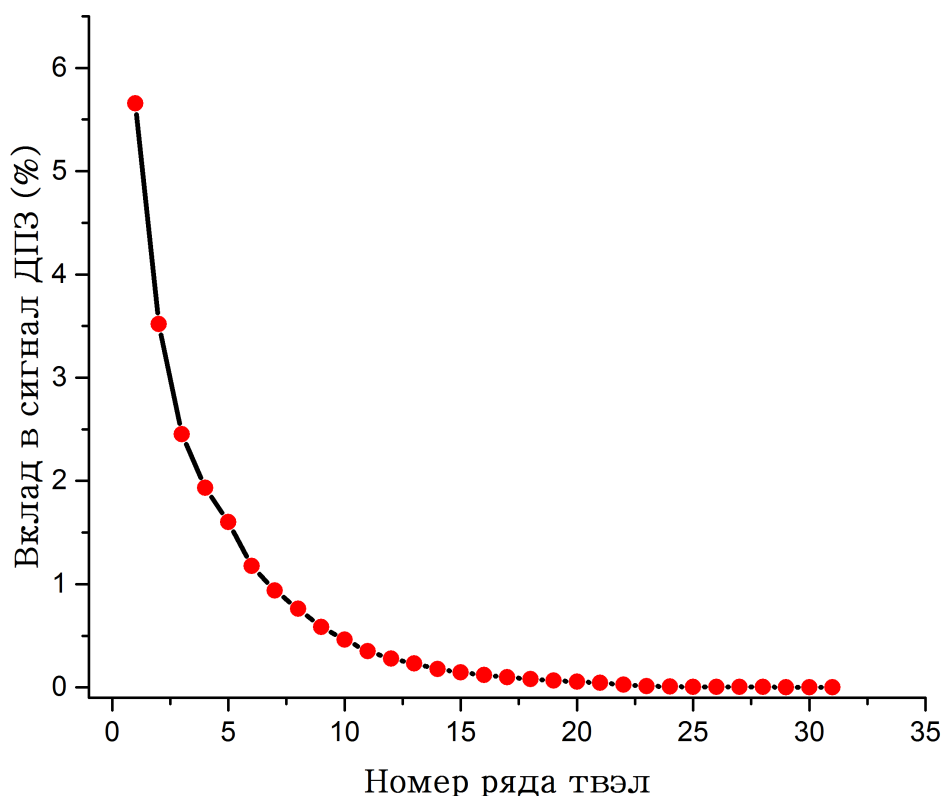


Рис. 3.16. Внесок від «центрального» твєлу в сигнал ДПЗ

Розумно припустити, що швидкість напрацювання β^- радіоактивного ізотопу ^{104}Rh в емітері залежить від спектру та потоку нейтронів, що попадають в даний об'єм. Спектр нейтронів, у свою чергу, залежить від вигорання палива, температури теплоносія, концентрації борного поглинача в теплоносії, положення органів СУЗ. По висоті АкЗ ДПЗ знаходяться при різних параметрах спектру нейтронів, оскільки нижні детектори будуть оточеними «холодним» ($\sim 290^\circ\text{C}$) теплоносієм, що поступає з опускної камери корпусу реактора, а верхні – вже підігрітим ($\sim 320^\circ\text{C}$). Також в продовж кампанії концентрація борної кислоти в теплоносії буде зменшуватися. Тому нами було створено чисельну модель для дослідження впливу параметрів теплоносія на спектр нейтронів, що попадають до чутливого об'єму ДПЗ, у кодї MCNP.

На рис. 3.17 та рис. 3.18 показано залежність спектру нейтронів, що попадають до чутливого об'єму ДПЗ, від параметрів теплоносія (ТМР –

температура, °C; C – концентрація борної кислоти в сповільнювачі, г/кг). По вертикальній вісі вказано відносну інтенсивність нейтронів, а по горизонтальній - номер енергетичної групи нейтронів (розбиття на групи наведено в таблиці 3.3)

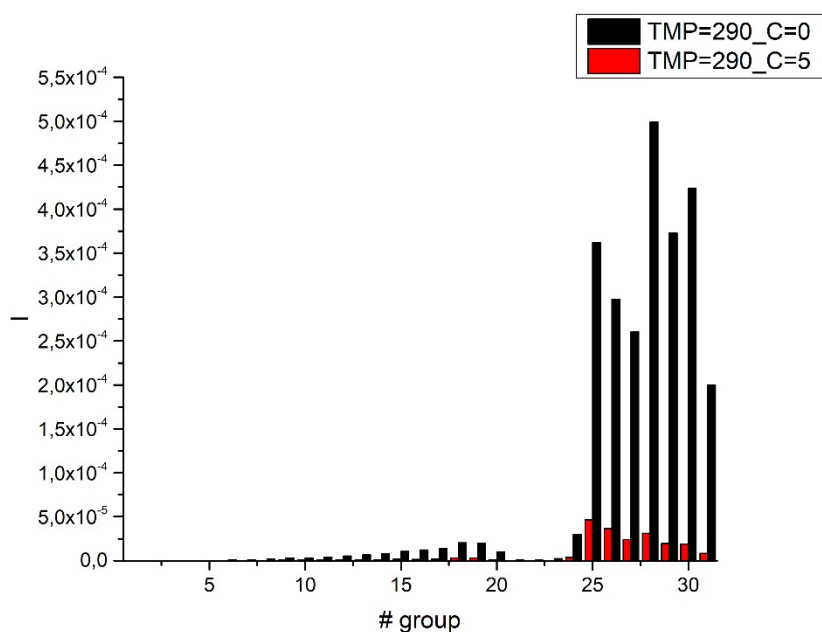


Рис. 3.17. Залежність спектру нейтронів від концентрації борної кислоти при температурі теплоносія 290 °C

Як видно з рис. 3.17 та рис. 3.18, в основному, сигнал детектора буде формуватися нейтронами епітеплової енергетичної групи. Якщо врахувати залежність перерізу радіаційного поглинання родію від енергії нейтрона, можна очікувати, що найбільший внесок до сигналу детектора буде давати група 25 у зв'язку з наявністю резонансу ($\sigma \sim 104$ барн) з енергією 1,257 еВ.

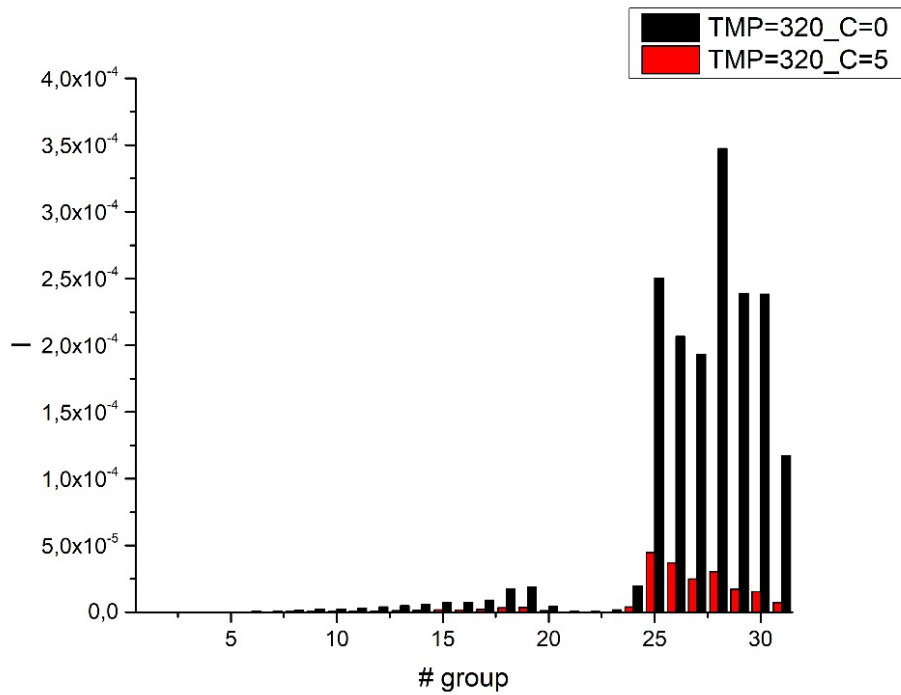


Рис. 3.18. Залежність спектру нейтронів від концентрації борної кислоти при температурі теплоносія 320 °С

Таблиця 3.3 Розбиття енергії нейтронів на енергетичні групи

<i>№ групи</i>	<i>1</i>	<i>2</i>	<i>3</i>	<i>4</i>	<i>5</i>	<i>6</i>	<i>7</i>	<i>8</i>	<i>9</i>
Нижня межа	14,0 MeV	10,5 MeV	6,5 MeV	4,0 MeV	2,5 MeV	1,4 MeV	0,8 MeV	0,4 MeV	0,2 MeV
<i>№ групи</i>	<i>10</i>	<i>11</i>	<i>12</i>	<i>13</i>	<i>14</i>	<i>15</i>	<i>16</i>	<i>17</i>	<i>18</i>
Нижня межа	0,1 MeV	46,5 кеВ	21,5 кеВ	10,0 кеВ	4,65 кеВ	2,15 кеВ	1,00 кеВ	465,0 еВ	215,0 еВ
<i>№ групи</i>	<i>19</i>	<i>20</i>	<i>21</i>	<i>22</i>	<i>23</i>	<i>24</i>	<i>25</i>	<i>26</i>	<i>27</i>
Нижня межа	100,0 еВ	46,5 еВ	21,5 еВ	10,0 еВ	4,65 еВ	2,15 еВ	1,0 еВ	0,465 еВ	0,215 еВ
<i>№ групи</i>	<i>28</i>	<i>29</i>	<i>30</i>	<i>31</i>					
Нижня межа	0,1 еВ	0,06 еВ	0,0253 еВ	0,0 еВ					

Енергетична залежність перерізу радіаційного поглинання нейтронів ядрами ^{103}Rh визначає, що ДПЗ, розміщені в місцях з однаковою тепловою потужністю ділянок ТВЗ, але з різним спектром нейтронів, будуть генерувати різні струми, при цьому більший струм буде згенеровано в більш жорсткому спектрі нейтронів. Зміна ізотопного складу ядерного палива і накопичення ізотопів плутонію протягом паливної кампанії також призводить до зміни спектру нейтронів, тому в задачі відновлення ЛЕВ важливою є проблема визначення та врахування спектрального фактору .

3.3. Вплив органів регулювання на формування сигналу ДПЗ

При відновленні ЛЕВ в АЗ реактора важливо правильно інтерпретувати сигнал ДПЗ від ТВЗ, в направляючі канали яких встановлено поглинаючі елементи. Для цієї задачі в кодї MCNP було розроблено модель (вхідний файл з описом моделі представлено в Додатку 2), що складається з 7-ми ТВЗ (центральна та 6 сусідніх навколо неї). У центральній ТВЗ, що не містить органів регулювання, знаходиться КНВ. У сусідніх збірках до направляючих каналів введено пучки поглинаючих елементів (ПЕЛ). ПЕЛ складається з 18 стрижнів, кожен стрижень – циліндрична оболонка з нержавіючої сталі, що заповнена поглинаючим матеріалом (B_4C). Вигляд даної геометрії зверху представлено на рис. 3.19.

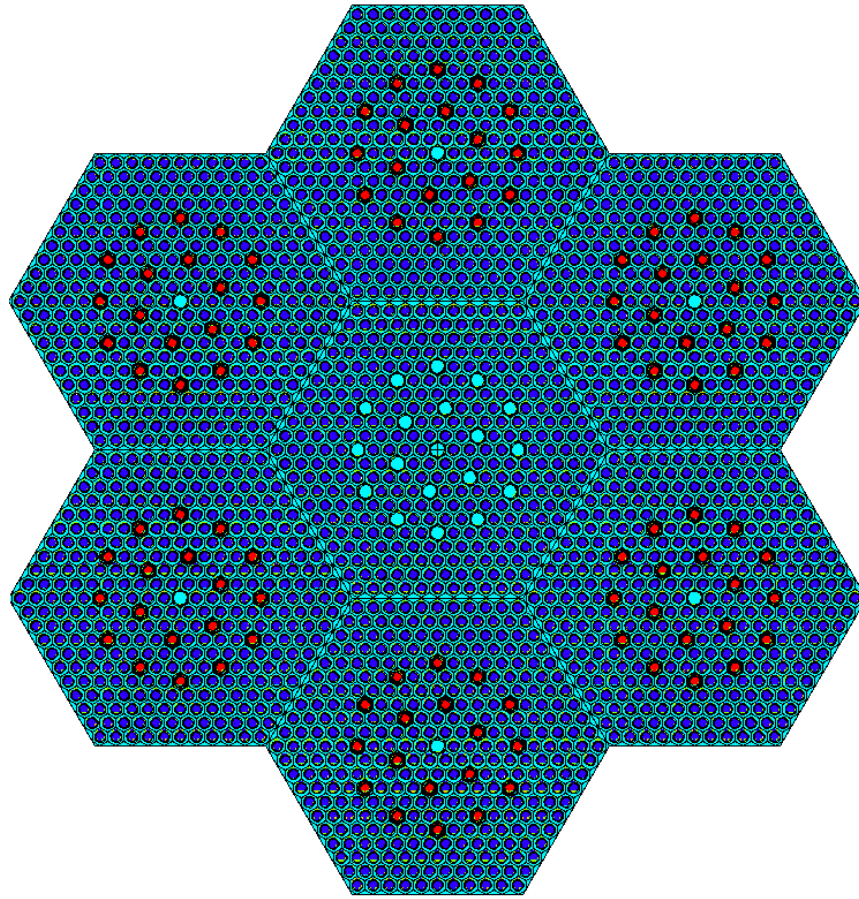


Рис. 3.19. Поперечний розріз геометрії моделювання з пел.

Метою розрахунку було отримати функцію відгуку детектора при наявності пел у сусідніх збірках, та зрозуміти, як наявність пел-ів впливає на формування сигналу ДПЗ.

У таблиці 3.4 представлено результати розрахунків при різних параметрах активної зони, а саме температура теплоносія ($T - ^\circ\text{C}$), концентрація борної кислоти в теплоносії ($C - \text{г/кг}$ води) та наявність ПЕЛ. Величини внеску від ТВЗ, до якої встановлено ДПЗ та 6-ти сусідніх ТВЗ, представлено у відсотках. Кількість подій реєстрації нейтронів у ДПЗ було підібрано таким чином, щоб відносна похибка абсолютних значень для твелів ТВЗ зі встановленим КНВ не перевищувала 0,3%, для сусідніх ТВЗ максимальне значення відносної похибки - 1,1%.

Таблиця 3.4 Внесок ТВЗ до сигналу ДПЗ

Параметри	T=290 C=0	T=290 C=5	T=320 C=0	T=320 C=0	T=320 C=5	ПЕЛ
Центральна ТВЗ	68,6%	70,1%	66,5%	67,9%	68,6%	86,3%
Сусідні збірки	31,4%	29,9%	33,5%	32,1%	31,4%	13,7%

Значення в таблиці для колонки ПЕЛ наведено при температурі теплоносія 290 °С та за відсутності борної кислоти в сповільнювачі.

Як видно з табл. 3.4, наявність пел-ів (органів СУЗ) у ТВЗ, у порівнянні зі зміною параметрів теплоносія, вносить суттєвий внесок у формування сигналу ДПЗ. Так, внесок від сусідньої ТВЗ є $2,6 \pm 0,3$ %, а при наявності борної кислоти він падає до $1,9 \pm 0,4$ %. Проте, якщо подивитися на абсолютні величини, то швидкість реакції радіаційного поглинання в одному см³ родієвого емітера при внесенні до теплоносія борної кислоти (концентрація 5 г/кг) падає на 30%, а при введенні ПЕЛ в сусідні ТВЗ, швидкість реакції зменшується на 4%. Це пов'язано з тим, що борна кислота напряму впливає і на центральну ТВЗ. Отримані значення демонструють, що дані фактори необхідно враховувати при відновленні ЛЕВ, і код MCNP дозволяє це зробити з високою точністю.

3.4. Висновки до розділу 3

Розроблена чисельна модель формування сигналу ДПЗ дозволяє дослідити вплив параметрів АкЗ (таких як температура, концентрація борної кислоти в теплоносії та положення органів регулювання) на вихідний сигнал ДПЗ. Так, збільшення борної кислоти в теплоносії (до 5 г/кг) призводить до падіння

сигналу ДПЗ на 30 %, при цьому, відносний внесок у сигнал ДПЗ від збірки, до в якій встановлено КНВ, зростає на 2 % у порівнянні з 6-ма сусідніми ТВЗ. А ДПЗ, що працюють при різній температурі при однаковій потужності РУ матимуть різний сигнал на виході, так сигнал ДПЗ що працює при температурі 290 °С, буде на 9 % більшим за сигнал ДПЗ, що знаходиться при температурі 320 °С (верх АкЗ). Наявність пел в сусідній ТВЗ суттєво впливає на пропорційний вклад ТВЗ у сигнал ДПЗ, так введення пел у направляючі канали ТВЗ призводить до зменшення її внеску у формування сигналу ДПЗ до ~30%.

Отримані результати дозволяють знизити невизначеність з 5% до 0,5% при визначенні геометричного і спектрального факторів, які суттєво впливають на точність відновлення лінійного енерговиділення в ТВЗ.

Розрахункова модель сектору АкЗ, розроблена в кодї MCNP, дозволяє з високою точністю визначати функцію відгуку детектора прямого заряду при різних параметрах АкЗ. Розроблена чисельна модель формування сигналу в ДПЗ дозволяє контролювати розраховувати сигнал ДПЗ при зміні температури з кроком 1 °С та при зміні концентрації борної кислоти в теплоносії з кроком 0,1 г/кг.

Дослідження на моделі формування струму ДПЗ виконано на замовлення ЗАТ СНВО «Імпульс», а результати досліджень було використано при обґрунтуванні необхідності розробки СВРК вітчизняного виробництва.

РОЗДІЛ 4. Вигорання детектора прямого заряду та відновлення лінійного енерговиділення в АкЗ ядерного реактора

Струм на виході ДПЗ в ядерних реакторах складає одиниці мікроампер [95] та залежить від низки факторів, таких, як вигорання ДПЗ, температури навколишнього середовища, збагачення палива, положення органів регулювання потужності РУ.

Оскільки під дією нейтронного потоку кількість ядер емітера буде зменшуватись, тобто вигоряти, струм на виході ДПЗ з часом падатиме. Вигорання ядер емітеру напряду зв'язане з зарядом, що був перенесеним через ДПЗ [91]. Отже, при першочерговому введенні до експлуатації, чи після значної перерви в роботі системи контролю нейтронного потоку, в реакторі необхідно враховувати індивідуальні зміни чутливості кожного ДПЗ.

Під чутливістю детектора розуміють коефіцієнт пропорційності між енерговиділенням та струмом ДПЗ.

$$I = S \cdot q \quad (4.1)$$

де S – чутливість детектора; I – струм ДПЗ; q – енерговиділення.

У програмах контролю та розрахунку нейтронного потоку використовують величину, обернену до чутливості детектора, тобто S^{-1} , на підставі якої по значенню струму ДПЗ відновлюють ЛЕВ у місці встановлення конкретного ДПЗ. Величина S^{-1} є функцією локальних параметрів АкЗ та може бути визначеної за наступним виразом:

$$S^{-1} = f(C_0, C_m, C_b, Q, T) \quad (4.2)$$

де C_0 – початкове збагачення касети по паливу; C_m – концентрація шлаків; C_b – концентрація бору в теплоносії; Q – перенесений заряд; T – температура теплоносія. У роботах [96,97] запропоновано наступний підхід для розрахунку функції f , що залежить від спектру нейтронів та вигорання палива і матеріалу емітера.

Припустимо, що заряд, перенесений через ДПЗ, буде визначатися як

$$Q(t) = Q(t_0) + \int_{t_0}^t I(t') dt' \quad (4.3)$$

де $Q(t_0)$ – заряд, перенесений через ДПЗ до моменту часу t_0 (для ДПЗ, вперше встановлених в реактор в момент часу t_0 , $Q(t_0) = 0$).

Враховуючи рівняння (4.1) – (4.3), отримуємо вираз для $Q(t)$:

$$Q(t) = Q(t_0) + \int_{t_0}^t q(t') dt' / S^{-1}(C_0, C_m(t'), C_b(t'), Q(t'), T(t')) \quad (4.4)$$

Дане рівняння можна вирішувати чисельно [96]. Відрізок інтегрування по часу у виразі (4.4) розбивався на інтервали, після чого від інтегрування переходили до суми, що дозволяло нам знайти заряд $Q(t)$ шляхом послідовних наближень рішень рівняння (4.4) для всіх часових вузлів (точкових інтервалів).

У зв'язку з тим, що обернена функція до чутливості ДПЗ залежить від нейтронного спектру, а також враховуючи, що з накопиченням плутонію в паливі, який має суттєво різну з ураном-235 енергетичну залежність

мікроперерізу поділу, очевидно, що спектральний фактор необхідно враховувати в перехідній функції [91,98]

У роботі [99] відмічено, що перехідна функція від струму ДПЗ до ЛЕВ не перекалібровується в процесі експлуатації, а розраховується окремо для кожного виду ТВЗ ВВЕР-1000. Застосування сучасних нейтронно-фізичних і електронно-фотонних програм, зокрема MCNP [54], дозволяє уточнити перехідну функцію від струму ДПЗ до ЛЕВ [100], а також визначити, що і вигорання ДПЗ залежить від місцеположення ДПЗ по висоті активної зони [94].

Така модель роботи ДПЗ у ВВЕР розроблена нами [100], основні параметри ДПЗ було представлено в табл. 2.6, а в даному розділі представлено результати досліджень на моделі. Зокрема, нами враховано залежність вигорання ДПЗ від спектру нейтронів у місці його встановлення в АкЗ ВВЕР.

Проведений аналіз чутливості моделі формування струму ДПЗ по відношенню до спектрального фактору показав, що модель є належним чином чутливою як до зміни температури теплоносія, так і до зміни концентрації борної кислоти у теплоносії. Тому геометричний і спектральний фактори перехідної функції залежать від місцезнаходження ДПЗ в КНВ (верх, низ), а також від вигорання палива і зміни концентрації борної кислоти в теплоносії першого контуру впродовж паливної компанії. Відповідно, і місцезнаходження ДПЗ у КНВ буде впливати на параметри вигорання емітера [91,94]. Беручи до уваги, що в даний час у СВРК прийнято загальну для всіх моделей врахування вигорання емітера ДПЗ [92], у перспективній розробці СВРК повинна бути реалізованою нова модель вигорання ДПЗ, що дозволяє враховувати той факт, що основна частина сигналу ДПЗ буде формуватися нейтронами епітеплової енергетичної групи за рахунок сильного резонансу в перерізі поглинання ^{103}Rh при енергії 1,257 еВ.

Також розроблена нами в кодї MCNP модель формування струму ДПЗ пройшла додаткову верифікаційну та валідаційну перевірки:

- на великій базі критичних експериментів, опис одного з бази критичних експериментів представлено в [89];
- при порівнянні результатів, отриманих на моделях критичності ТВЗ-1000 і ТВЗ-440 в кодах MCNP і SCALE при розробці глави 8 «Ядерна безпека» [93];
- при порівнянні розрахункових і експериментальних даних по температурному коефіцієнту реактивності ТВЗ ВВЕР-1000 різного збагачення [90];
- при визначенні параметрів вигорання емітера ДПЗ, отриманих за моделлю ТВЗ ВВЕР-1000 в MCNP з параметрами вигорання родієвого емітера, які використовується в даний час у СВРК [91].

4.1. Модель для числового моделювання

У кодї MCNP було розроблено моделі, що представляють собою сім ТВЗ ВВЕР-1000 (рис. 4.1). Модель описує конфігурацію, коли до каналу для вимірів центральної ТВЗ встановлено ДПЗ. Простір між твелями заповнено теплоносієм, параметри якого змінювалися для різних розрахункових станів (температура та концентрація борної кислоти).

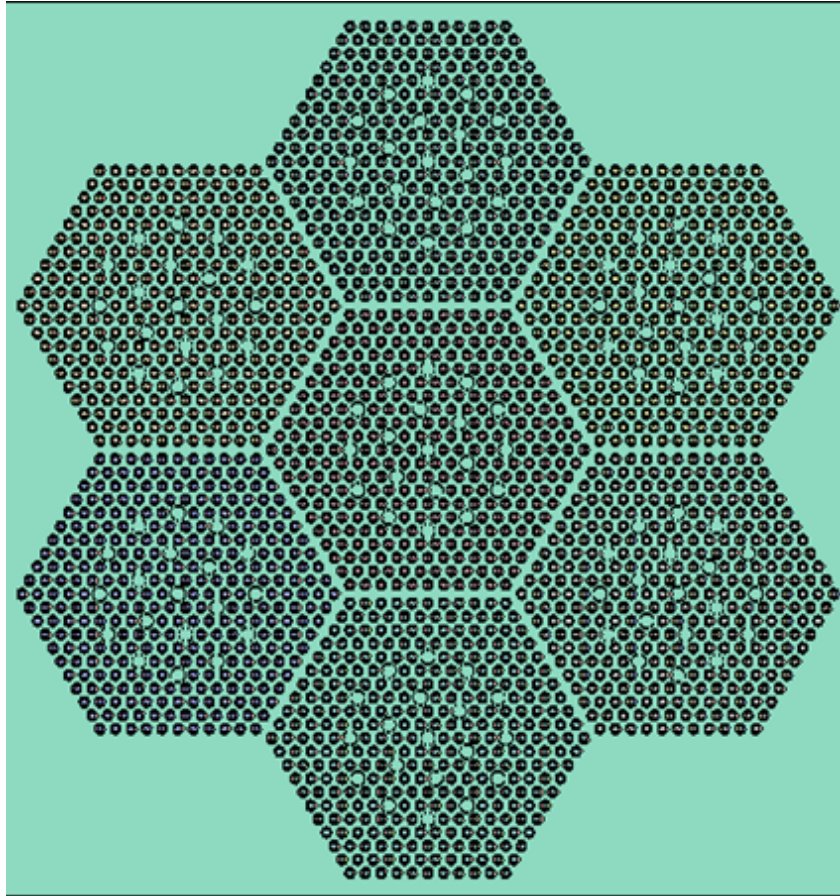


Рис. 4.1. Розрахункова схема формування сигналу ДПЗ від семи ТВЗ (вид зверху)

Направляючі канали органів регулювання системи управління та захисту ВВЕР-1000 заповнено водою. Розміри всіх елементів у моделях та їхні характеристики відповідають реальним значенням ТВЗ та ДПЗ, що використовуються на реакторах ВВЕР-1000.

Для дослідження ступеня вигорання ядер родію по глибині ДПЗ емітер було рівномірно змодельовано 10 шарами по радіусу, як показано на рис. 4.2. На рис. 4.3 зображено КНВ у збільшеному масштабі.

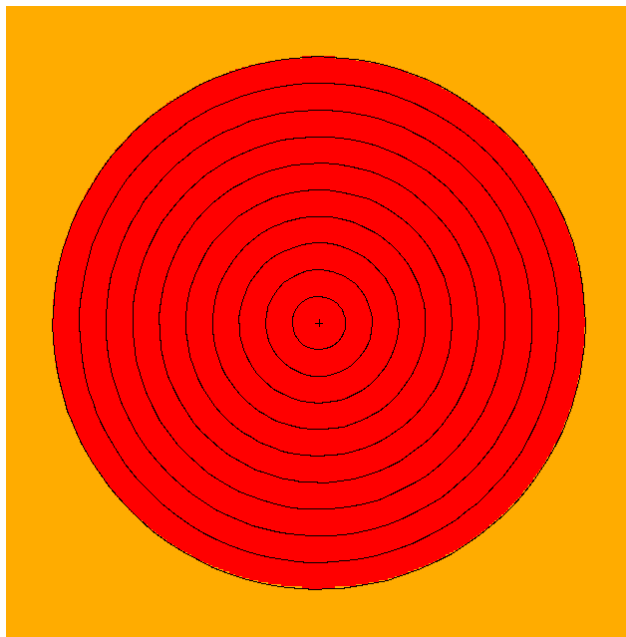


Рис. 4.2. Емітер ДПЗ, рівномірно розбитий на 10 шарів по радіусі

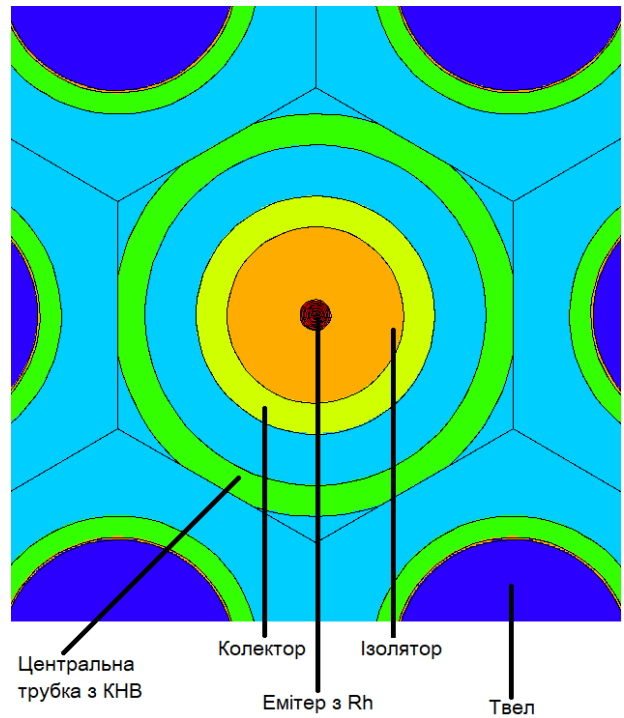


Рис. 4.3. Модель каналу нейтронних вимірів

Нейтрони генерувалися рівномірно по всьому об'єму твелів, розподіл згенерованих нейтронів за енергією відповідає розподілу Уатта [54].

Головна задача виконаного нами моделювання – для кожного шару емітера визначити кількість актів взаємодії внаслідок реакцій радіаційного поглинання, після чого отримати ефективність кожного шару при формуванні сигналу ДПЗ. Для визначення ефективності шарів емітера необхідно врахувати ймовірності досягнення колектору електронами від кожного шару. Джерело електронів вважалось рівномірно розподіленим по об'єму емітера. Спектр електронів відповідав спектру з наявністю ^{104}Rh .

4.2. Результати моделювання

В результаті моделювання для кожного шару емітера визначено середню кількість актів взаємодії внаслідок реакцій радіаційного поглинання в об'ємі емітера – k_1 .

У табл. 4.1 представлено значення k_1 в залежності від місця розташування ДПЗ в АкЗ по висоті ТВЗ (низ – 290 °С, середина – 305 °С та верх – 320 °С), а також у залежності від концентрації борної кислоти в теплоносії 1-го контуру (6 г/кг – початок паливної кампанії, 3 г/кг – середина, 0 г/кг – кінець паливної кампанії).

Таблиця 4.1 Значення k_1 для ДПЗ з різним висотним розташуванням в КНВ в залежності від концентрації борної кислоти в теплоносії

Концентрація борної кислоти	Номер шару	k_1		
		290 °С	290 °С	290 °С
0	1.	$5,33 \cdot 10^{-4}$	$5,39 \cdot 10^{-4}$	$5,42 \cdot 10^{-4}$
	2.	$5,12 \cdot 10^{-4}$	$5,19 \cdot 10^{-4}$	$5,25 \cdot 10^{-4}$
	3.	$4,99 \cdot 10^{-4}$	$5,07 \cdot 10^{-4}$	$5,12 \cdot 10^{-4}$
	4.	$5,33 \cdot 10^{-4}$	$5,39 \cdot 10^{-4}$	$5,42 \cdot 10^{-4}$
	5.	$5,12 \cdot 10^{-4}$	$5,19 \cdot 10^{-4}$	$5,25 \cdot 10^{-4}$
	6.	$4,99 \cdot 10^{-4}$	$5,07 \cdot 10^{-4}$	$5,12 \cdot 10^{-4}$
	7.	$5,33 \cdot 10^{-4}$	$5,39 \cdot 10^{-4}$	$5,42 \cdot 10^{-4}$
	8.	$5,12 \cdot 10^{-4}$	$5,19 \cdot 10^{-4}$	$5,25 \cdot 10^{-4}$
	9.	$4,99 \cdot 10^{-4}$	$5,07 \cdot 10^{-4}$	$5,12 \cdot 10^{-4}$
	10.	$5,33 \cdot 10^{-4}$	$5,39 \cdot 10^{-4}$	$5,42 \cdot 10^{-4}$
3	1.	$5,12 \cdot 10^{-4}$	$5,19 \cdot 10^{-4}$	$5,25 \cdot 10^{-4}$
	2.	$4,99 \cdot 10^{-4}$	$5,07 \cdot 10^{-4}$	$5,12 \cdot 10^{-4}$
	3.	$5,33 \cdot 10^{-4}$	$5,39 \cdot 10^{-4}$	$5,42 \cdot 10^{-4}$

Концентрація борної кислоти	Номер шару	k ₁			
		290 °C	290 °C	290 °C	
	4.	5,12 · 10 ⁻⁴	5,19 · 10 ⁻⁴	5,25 · 10 ⁻⁴	
	5.	4,99 · 10 ⁻⁴	5,07 · 10 ⁻⁴	5,12 · 10 ⁻⁴	
	6.	5,33 · 10 ⁻⁴	5,39 · 10 ⁻⁴	5,42 · 10 ⁻⁴	
	7.	5,12 · 10 ⁻⁴	5,19 · 10 ⁻⁴	5,25 · 10 ⁻⁴	
	8.	4,99 · 10 ⁻⁴	5,07 · 10 ⁻⁴	5,12 · 10 ⁻⁴	
	9.	5,33 · 10 ⁻⁴	5,39 · 10 ⁻⁴	5,42 · 10 ⁻⁴	
	10.	5,12 · 10 ⁻⁴	5,19 · 10 ⁻⁴	5,25 · 10 ⁻⁴	
	6	1.	4,99 · 10 ⁻⁴	5,07 · 10 ⁻⁴	5,12 · 10 ⁻⁴
		2.	5,33 · 10 ⁻⁴	5,39 · 10 ⁻⁴	5,42 · 10 ⁻⁴
		3.	5,12 · 10 ⁻⁴	5,19 · 10 ⁻⁴	5,25 · 10 ⁻⁴
4.		4,99 · 10 ⁻⁴	5,07 · 10 ⁻⁴	5,12 · 10 ⁻⁴	
5.		5,33 · 10 ⁻⁴	5,39 · 10 ⁻⁴	5,42 · 10 ⁻⁴	
6.		5,12 · 10 ⁻⁴	5,19 · 10 ⁻⁴	5,25 · 10 ⁻⁴	
7.		4,99 · 10 ⁻⁴	5,07 · 10 ⁻⁴	5,12 · 10 ⁻⁴	
8.		5,33 · 10 ⁻⁴	5,39 · 10 ⁻⁴	5,42 · 10 ⁻⁴	
9.		5,12 · 10 ⁻⁴	5,19 · 10 ⁻⁴	5,25 · 10 ⁻⁴	
10.		4,99 · 10 ⁻⁴	5,07 · 10 ⁻⁴	5,12 · 10 ⁻⁴	

Для кожного шару емітера отримано частка електронів – k₂, що попадають на колектор ДПЗ при вильоті одного усередненого по спектру і області, з якої вилітають електрони (табл. 4.2).

Таблиця 4.2 Значення k₂ в залежності від номера шару емітера

№	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
k ₂	0,0081	0,0243	0,0403	0,0577	0,0754	0,0944	0,1175	0,1441	0,1783	0,2599

Для визначення параметрів вигорання емітера ДПЗ протягом всього строку експлуатації в ВВЕР було змодельовано роботу ДПЗ для чотирьох паливних кампаній, кожна тривалістю 300 ефективних діб (еф. діб). У кожній паливної кампанії зміна концентрації борної кислоти в теплоносії 1-го контуру враховувалася дискретно: від 0 до 100 еф.діб – 6 г/кг, від 100 до 200 еф. діб – 3 г/кг, від 200 до 300 еф. діб – 0 г/кг.

В табл. 4.3 представлено дані по вигоранню кожного шару емітера протягом чотирьох паливних кампаній для ДПЗ, розташованого в середині по висоті активної зони.

Таблиця 4.3 Вигорання емітера (%) по шарам залежно від часу роботи ДПЗ при температурі теплоносія 305 °С

Еф.діб	Номер шару емітера									
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0
100	3,7	3,7	3,7	3,8	3,8	3,9	4,1	4,4	4,8	6,2
200	7,5	7,5	7,5	7,6	7,7	7,9	8,4	8,9	9,7	12,6
300	11,4	11,4	11,4	11,6	11,8	12,1	12,7	13,6	14,8	19,3
400	15,1	15,1	15,0	15,4	15,6	16,0	16,9	17,9	19,6	25,5
500	18,9	18,9	18,8	19,2	19,6	20,0	21,1	22,4	24,5	31,9
600	22,9	22,9	22,7	23,3	23,6	24,2	25,5	27,1	29,6	38,6
700	26,5	26,5	26,4	27,0	27,5	28,1	29,6	31,5	34,4	44,8
800	30,3	30,3	30,2	30,9	31,4	32,1	33,9	36,0	39,3	51,2
900	34,3	34,3	34,1	34,9	35,5	36,3	38,2	40,7	44,4	57,9
1000	38,0	38,0	37,8	38,6	39,3	40,2	42,4	45,0	49,2	64,1

Еф.діб	Номер шару емітера									
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
1100	41,8	41,8	41,6	42,5	43,2	44,3	46,6	49,5	54,1	70,5
1200	45,7	45,7	45,5	46,5	47,3	48,4	51,0	54,2	59,2	77,2

У табл. 4.4 та 4.5 представлено результати по вигоранню кожного шару емітера на кінець кожної з чотирьох паливних кампаній для ДПЗ в нижній та верхній частині активної зони, відповідно.

Таблиця 4.4 Вигоряння емітера (%) пошарово в залежності від часу роботи ДПЗ при температурі теплоносія 290 °С

Еф.діб	Номер шару емітера									
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
300	11,3	11,3	11,2	11,5	11,7	11,9	12,6	13,4	14,6	19,0
600	22,5	22,5	22,4	22,9	23,3	23,9	25,1	26,7	29,2	38,1
900	33,8	33,8	33,6	34,4	35,0	35,8	37,7	40,1	43,8	57,1
1200	45,1	45,1	44,9	45,9	46,6	47,8	50,3	53,5	58,4	76,1

Таблиця 4.5 Вигоряння емітера (%) пошарово в залежності від часу роботи ДПЗ при температурі теплоносія 320 °С

Еф.діб	Номер шару емітера									
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
300	11,5	11,5	11,5	11,7	11,9	12,2	12,9	13,7	14,9	19,5
600	23,1	23,1	22,9	23,5	23,9	24,4	25,7	27,3	29,9	38,9
900	34,6	34,6	34,4	35,2	35,8	36,6	38,6	41,0	44,8	58,4
1200	46,1	46,1	45,9	46,9	47,7	48,9	51,5	54,7	59,7	77,9

Нижче представлено дані по зарядам, що були згенерованими кожним шаром емітера (табл. 4.6) та емітером в цілому (табл. 4.7) для різних часових моментів протягом чотирьох паливних кампаній, а також в залежності від температури теплоносія в місці розташування ДПЗ.

Таблиця 4.6 Заряд (Кл), який згенеровано кожним шаром емітера ДПЗ протягом чотирьох паливних кампаній

Еф.діб	Номер шару емітера									
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
300	0,30	0,90	1,49	2,13	2,78	3,49	4,34	5,32	6,59	9,60
600	0,60	1,79	2,98	4,26	5,57	6,97	8,68	10,64	13,17	19,20
900	0,90	2,69	4,47	6,39	8,35	10,46	13,02	15,97	19,76	28,80
1200	1,20	3,59	5,95	8,52	11,14	13,95	17,36	21,29	26,34	38,40

Таблиця 4.7 Заряд (Кл), згенерований емітером ДПЗ у залежності від його місця розташування в КНВ

Т, °С	Еф. діб							
	0	100	300	500	700	900	1100	1200
290	0,00	11,94	36,94	61,13	85,82	110,83	135,01	147,77
305	0,00	12,12	37,46	62,01	87,04	112,37	136,92	149,82
320	0,00	12,26	37,80	62,61	87,85	113,39	138,21	151,19

На рис. 4.4 представлено дані залежності вигорання емітера від величини згенерованого в ньому заряду, отримані за нашою моделлю, і по моделі Цимбалова [92] – рівняння (4.5) та Курченкова [99] – рівняння (4.6)

$$f(I) = (1 - \eta)^\beta \quad (4.5)$$

$$f(I) = (1 - \alpha_1 I - \alpha_2 I^2) \quad (4.6)$$

Де $f(I)$ - функція вигорання ДПЗ;

I - заряд згенерований ДПЗ;

$\eta, \beta, \alpha_1, \alpha_2$ - апроксимаційні коефіцієнти ($\eta = 0,00345 \frac{1}{\text{Кл}}, \beta = 0,94,$

$\alpha_1 = 2,65 \cdot 10^{-3} \frac{1}{\text{Кл}}, \alpha_2 = 3,81 \cdot 10^{-6} \frac{1}{\text{Кл}^2}$).

При великих зарядах, згенерованих емітером ДПЗ, відмінності в значеннях вигорання емітера для різних моделей [99,100,92] становлять більше 5 %, що істотно позначиться на точності відновлення полів енерговиділення в СВРК.

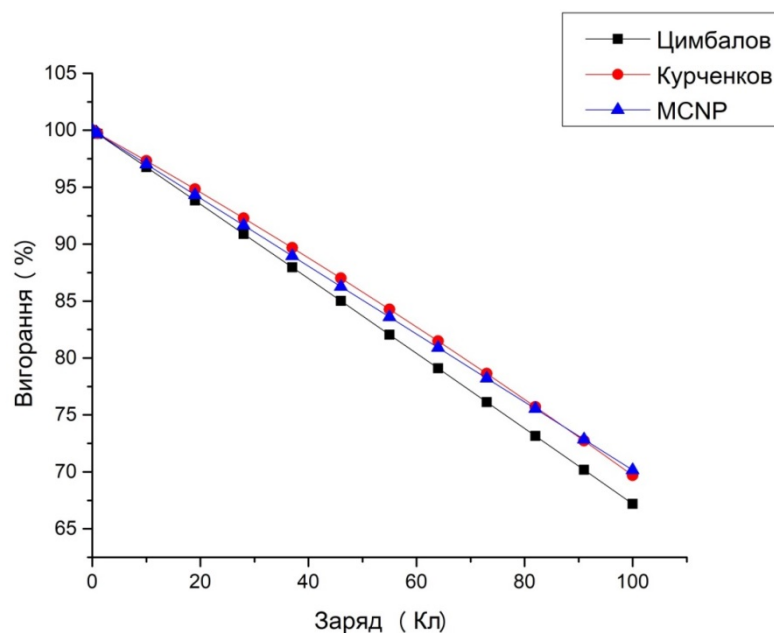


Рис. 4.4. Залежність вигорання емітера від величини згенерованого в ньому заряду по моделі [100], за моделями Цимбалова [92] і Курченкова [99].

На рис. 4.5 показано залежність інтегрального вигорання емітерів ДПЗ, що знаходяться на різних висотних відмітках АкЗ.

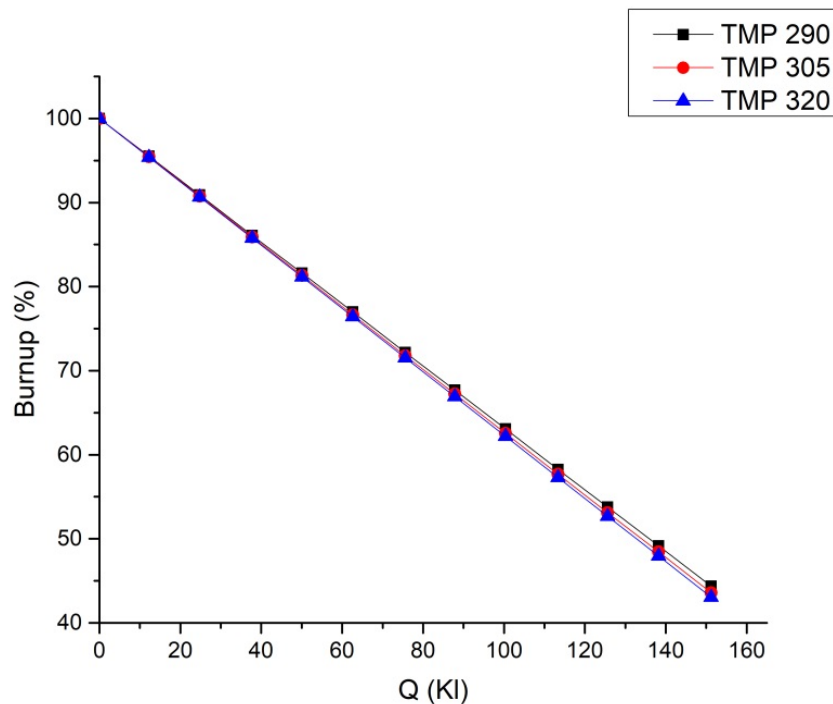


Рис. 4.5. Залежність вигорання емітера (вертикальна вісь) від величини згенерованого в ньому заряду (горизонтальна вісь)

Як видно з рис. 4.5, розрахункова модель в MCNP дозволяє врахувати індивідуальні поправки на вигорання для кожного ДПЗ, що на даний момент не здійснюється в СВРК.

4.3. Модель ДПЗ з трьома емітерами

На основі розробленої моделі формування струму в ДПЗ було проведено дослідження щодо ДПЗ «альтернативної» конструкції. Мета такого

дослідження – обґрунтування можливості створення ДПЗ меншої собівартості без втрати, або навіть поліпшення нейтронної чутливості детектора.

Як відомо, значну частину вартості ДПЗ формує ціна матеріалу емітера – родію. Родій – один з найдорожчих елементів, що зустрічаються в природі. Так, наприклад, його ринкова вартість на 31 січня 2017 р становила 27,17 \$/г, а, наприклад, у 2008 році його ціна була більшою, ніж 300 \$/г. Тому завдання зменшення вартості родієвої складової у вартості ДПЗ є дуже актуальною.

Нами було змодельовано ДПЗ з 3-ма окремими емітерами меншого діаметру в порівнянні з діаметром 0,48 мм стандартного емітера ДПЗ-1М. Діаметр кожного з них склав 0,0288 см. Емітери розташовано в кутах рівностороннього трикутника, а відстань між центрами емітерів склала 0,0433 см (рис. 4.6). Простір до внутрішньої оболонки сталевого колектора радіусом 0,05 см вважався заповненим ізолятором Al_2O_3 , зовнішній радіус колектора склав 0,065 см, висота детектора 250 мм – аналогічно стандартному ДПЗ-1М.

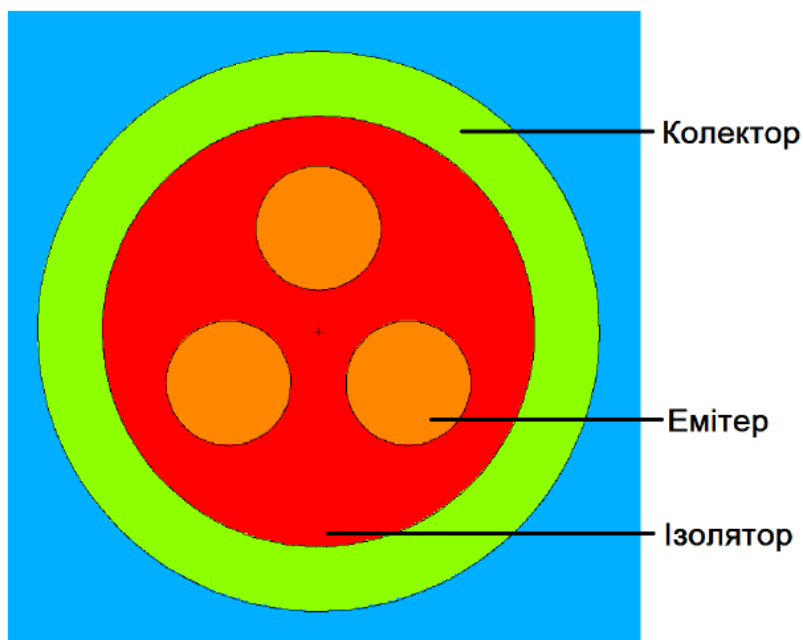


Рис. 4.6 Розрахункова модель ДПЗ з 3-ма емітерами

У результаті моделювання на моделі ДПЗ з 3-ма емітерами отримано наступні значення кількості реакцій радіаційного поглинання в об'ємі емітерів на один нейтрон в ТВЗ: для 1-го емітера – $(9,32 \pm 0,12) \times 10^{-5}$, для 2-го емітера – $(9,62 \pm 0,31) \times 10^{-5}$, для 3-го емітера – $(9,21 \pm 0,1) \times 10^{-5}$. У моделі ДПЗ з одним емітером значення кількості реакцій радіаційного поглинання в об'ємі емітера на один нейтрон в ТВЗ склало $(2,57 \pm 0,02) \times 10^{-4}$. Таким чином, сумарна ефективність ДПЗ з 3-ма емітерами становить $2,82 \times 10^{-4}$, що на 9,8% більше, ніж для ефективності ДПЗ з одним емітером. З урахуванням того факту, що ймовірність долетіти електрону, згенерованому в моделі ДПЗ з одним емітером, до колектору дорівнює $0,53 \pm 0,04$, а в моделі ДПЗ з 3-ма емітерами – $0,58 \pm 0,04$, отримуємо, що інтегральна ефективність моделі ДПЗ з 3-ма емітерами є більшою, ніж у моделі ДПЗ з одним емітером на $\sim 22\%$. Маса родію в моделі ДПЗ з 3-ма емітерами дорівнює масі родію в стандартному ДПЗ з одним емітером. Таким чином, може бути запропонованою більш ефективна за чутливістю до нейтронів конструкція ДПЗ, в якій до того ж може використовуватися менша кількість родію.

4.4. Висновки до розділу 4.

Результати моделювання дозволяють стверджувати, що для забезпечення більш високоточних показників у задачі контролю ЛЕВ у СВРК необхідно враховувати індивідуальні параметри вигоряння для кожного ДПЗ. Вперше визначено залежність глибини вигоряння емітера по його внутрішнім шарам від спектральних характеристик щільності нейтронного потоку, при цьому у такій залежності вигоряння емітера ДПЗ від спектральних характеристик ЩНП має бути врахованою реальна схема переміщення кожного КНВ за час його експлуатації в активній зоні ВВЕР-1000. Так, наприклад для трьох ДПЗ (нижнього, середнього та верхнього по місцю положення по висоті АкЗ) через 300 діб роботи реактора на потужності вигорання будуть відрізнятися на $\sim 1\%$, а

під кінець реакторної кампанії вже на~5%. Врахування даного фактору дозволить знизити невизначеність при відновленні ЛЕВ на протипагу методам що зараз використовуються [[92](#), [96](#),[99](#),[101](#)].

Впровадження результатів моделювання при модернізації СВРК дозволить підвищити точність на одиниці відсотків (в залежності від ступеня вигорання емітера) визначення перехідної функції від струму ДПЗ до ЛЕВ твелів, а, отже, підвищити рівень безпеки та надійності експлуатації палива в ВВЕР-1000.

Дослідження на моделі ДПЗ «альтернативної» конструкції демонструють принципову можливість розробки більш чутливих до нейтронного потоку ДПЗ навіть при зниженні їх собівартості. При використанні тієї самої кількості родію, що і в емітері стандартних ДПЗ-1М, збільшує ефективність реєстрації ДПЗ альтернативної конструкції на 22 %. Тобто можливо зменшити кількість родію в ДПЗ альтернативної конструкції при збереженні тієї самої ефективності реєстрації, що і в стандартному ДПЗ. Дана процедура дозволить зменшити собівартість детекторів.

Розробка і дослідження на моделі формування струму ДПЗ проведено на замовлення ПАТ СНВО «Імпульс», а результати моделювання використано для обґрунтування можливості розробки СВРК вітчизняного виробництва [[102](#)].

РОЗДІЛ 5. Визначення умов опромінення збірки детекторів прямого заряду в дослідницькому реакторі ВВР-М

В даному розділі представлено результати розрахунків параметрів нейтронного поля в дослідницькому каналі, що виготовлено для виконання випробувань ДПЗ з метою вдосконалення його конструкції, в реакторі ВВР-М ІЯД НАН України.

Як було висвітлено в розділах 1 та 4 родій, з якого виготовляють емітери для ДПЗ є дорогим елементом і, в основному, визначає собівартість детектора. На даний момент в Україні на АЕС в системі СВРК використовується ДПЗ закордонного виробництва. Для зниження ціни на ДПЗ і збільшення незалежності ядерної галузі в Україні від зовнішніх чинників планується виробництво ДПЗ вітчизняного зразку силами ДП НАЕК «Енергоатом». Для оцінки працездатності та технічних характеристик експериментальних зразків ДПЗ, виготовлених в ДП НАЕК «Енергоатом», їх випробовують у АкЗ дослідницького реактора ВВР-М Інституту ядерних досліджень НАН України. Але перед тим, як це зробити, необхідно визначити, де саме буде максимальною щільність потоку нейтронів, та який спектральний розподіл за енергією попадатиме до чутливого об'єму емітера (з метою відтворення умов, схожих до АкЗ ВВЕР-1000).

5.1. Конструкція АкЗ дослідницького реактора типу ВВР-М

В ІЯД НАНУ експлуатується дослідницький реактор ВВР-М, що працює з 1960 року. ВВР-М – реактор басейного типу потужністю 10 МВт з максимальним потоком теплових нейтронів в активній зоні до $1,2 \times 10^{14} \frac{\text{н}}{\text{см}^2 \cdot \text{с}}$. Даний реактор використовуються для проведення досліджень [[103-109](#)]:

- **в галузі ядерної та нейтронної фізики** : властивостей збуджених станів ядер у процесі радіоактивного розпаду; взаємодії ядра з електронною оболонкою атома в радіоактивному розпаді; структура легких атомних ядер та її прояви в реакціях за участю нейтронів; за допомогою квазімоноенергетичних фільтрованих пучків – повні нейтронні перерізи, перерізи розсіяння нейтронів, кутові розподіли розсіяних нейтронів, перерізи радіаційного захоплення нейтронів;
- **в галузі радіаційної фізики напівпровідників** – процесів генерації та трансформації радіаційних дефектів у кремнії та бінарних напівпровідниках; зміни фізичних властивостей напівпровідників у радіаційних полях; механізми та швидкості утворення радіаційних дефектів; вплив нейтронного опромінення на радіаційну стійкість детекторів;
- **в галузі нейтронної фізики конденсованого середовища** – кореляції окремих актів взаємодії нейтронів з речовиною; процеси масопереносу та комплексоутворюючі властивості пористих систем природного походження; динаміка молекул води під впливом компонентів адсорбційних систем та її роль у процесах адсорбції; механізми протонної та іонної провідності в полімерних гель-електролітах і твердих електролітах, що модифіковані металокомплексними сполуками; динамічні властивості молекул у біологічних об'єктах;
- **в галузі радіаційного та реакторного матеріалознавства** – механізми радіаційного пошкодження корпусних сталей та матеріалів внутрішньокорпусних пристроїв енергетичних реакторів; вплив нейтронного опромінення на структуру та властивості різноманітних сплавів, корозійну стійкість конструкційних матеріалів; вміст радіонуклідів у конструкційних елементах енергетичних та дослідницьких ядерних реакторів;

- *в галузі радіаційної біології, медицини та екології* – цитогенетичні ефекти у водних організмах за умов сумісного впливу іонізуючого опромінення та хімічного забруднення; мікроелементний склад зразків навколишнього середовища за допомогою інструментальних та радіохімічних методів нейтронно-активаційного аналізу; виконуються роботи зі створення та валідації комплексних комп'ютерних систем для оцінки впливу ядерних установок на навколишнє природне середовище та людину;
- *в галузі прикладних нейтронних технологій* – методики виробництва радіоактивних джерел для медицини та промисловості; технології електрохімічної дезактивації поверхні металів та сплавів; методи для неперервного контролю радіоактивності теплоносія 1-го контуру енергетичних реакторів; ядерно-фізичні принципи та методи в дослідженні природних ізотопних аномалій, мікро- та нанобудови рідкіснометалевих мінералів і алмазів; здійснюється опромінення мінералів для визначення їх елементного складу та віку.

АкЗ реактора ВВР-М ІЯД НАНУ формується із ТВЗ типу ВВР-М2, причому, є односекційні ТВЗ (рис. 5.1) та трьохсекційні (рис. 5.2).

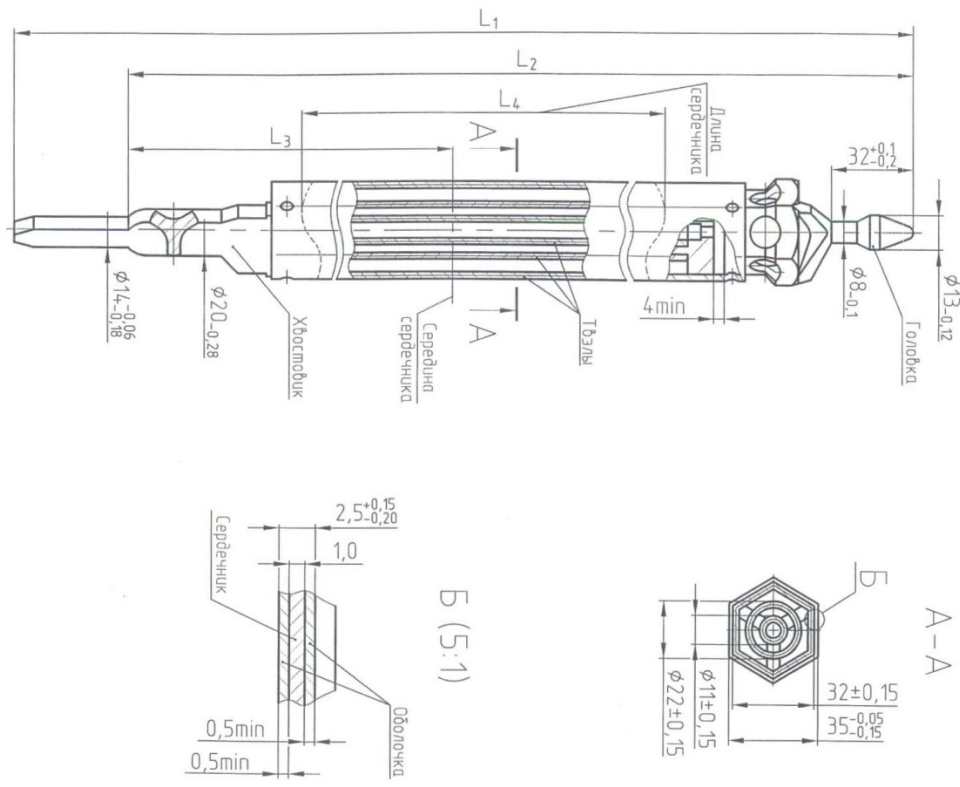


Рис. 5.1. Односекційна ТВЗ типу ВВР-М2

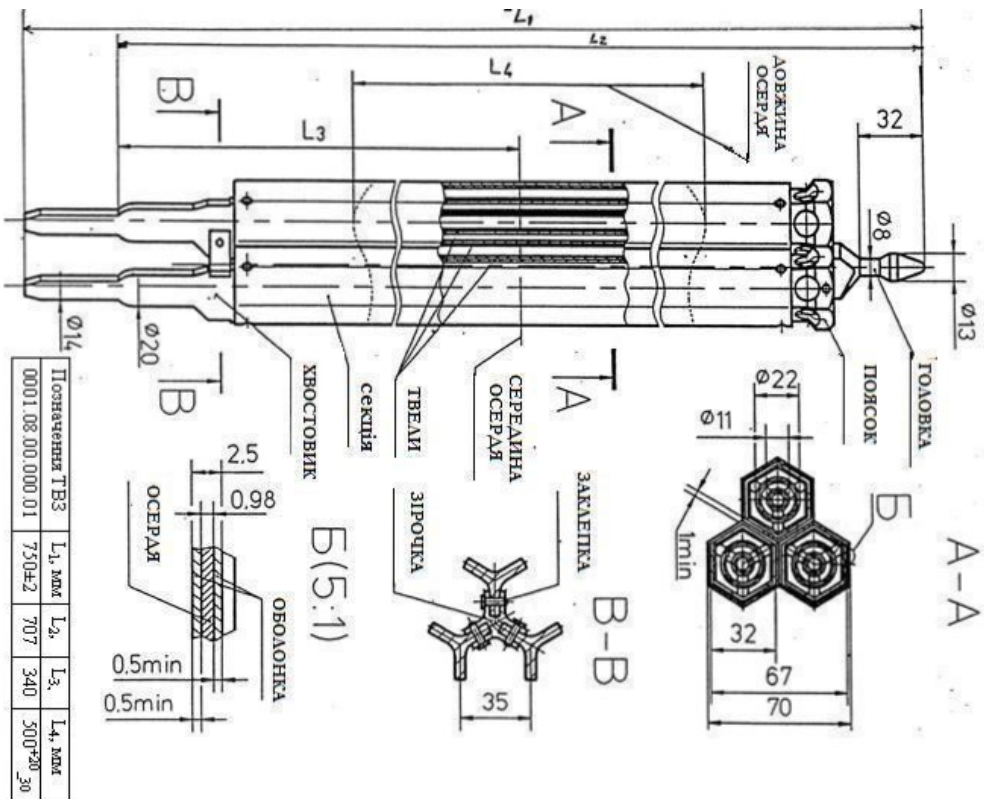


Рис. 5.2. Трьохсекційна ТВЗ типу ВВР-М2

Кожна ТВЗ складається з трьох концентрично розташованих трубчастих твелів (двох круглих та зовнішнього – шестигранного). Максимальна кількість ТВЗ – 260, мінімальна – 156 [110]. Також у АкЗ встановлюють берилієві витискувачі, що за конструкцією, формою та розмірами є ідентичними односекційним ТВЗ ВВР-М2 – шестигранним, із зовнішнім розміром від грані до грані - 32 мм, довжиною берилієвої частини – 590 мм, а разом з хвостовиком та головкою для захвату – 750 мм. Навколо АкЗ знаходиться циліндричний відбивач з профільованою внутрішньою стінкою для формування АкЗ та отворами для вертикальних експериментальних каналів (ВЕК) та горизонтальних експериментальних каналів (ГЕК) (що знаходяться по центру висоти АкЗ), як показано на рис. 5.3.

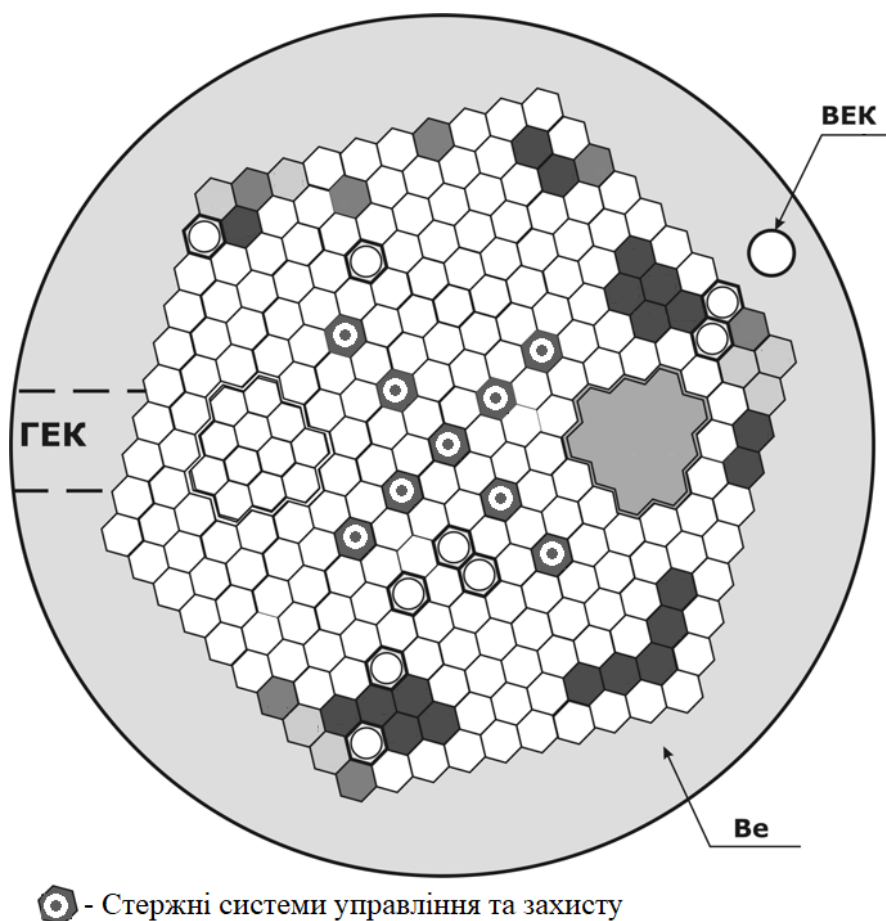


Рис. 5.3. Положення ВЕК та ГЕК у відбивачі АкЗ ВВР-М ІЯД НАНУ [110]

Окрім ВЕК (9 шт. – 48 мм, 2 шт. – 90 мм та 1 отвір з діаметром 70 мм) та ГЕК (6 шт. – 128 мм та 3 шт. з діаметром 88 мм) у відбивачі є дрібні (6 мм) канали для його охолодження. Висота відбивача – 590 мм, зовнішній діаметр – 936 мм, матеріал з якого виготовлено – берилій.

ТВЗ хвостовиками встановлюються в опірну решітку. У опірній решітці, розміри якої: діаметр – 760 мм, товщина – 40 мм (матеріал – САВ-1), є 262 отвори з діаметром 14 мм для установки в них ТВЗ та 690 отворів з діаметром 16 мм, через які циркулює вода для охолодження. Крім того у центрі решітки є 9 отворів діаметром 35 мм, через які проходять канали стержнів СУЗ. Вище опірної решітки на відстані 20 мм від неї розміщено напрямну решітку діаметром 760 мм товщиною 20 мм. Напрямна решітка має 93 отвори трикутної форми із заокругленими вершинами (замість кута — дуга $R=12$ мм) та 3 отвори діаметр 27 мм, які є комірками для установлення одинарних ТВЗ і 96 отворів діаметром 16 мм через які проходить вода для охолодження решітки.

Роль теплоносія та сповільнювача нейтронів виконує дистильована вода за нормальних умов. Температура теплоносія: на вході 15 °С, а на виході 55 °С.

Зібрана АкЗ має форму шестигранної призми, по центру якої розміщуються 9 органів СУЗ (рис. 5.3). Положення органів СУЗ є постійним і, на відміну від положення берилієвих витискачів та ТВЗ, їх не можливо змінювати.

Крім каналів у відбивачі можливе опромінення дослідних зразків в канал в самій АкЗ. Даний канал представляє собою трубу (із сплаву САВ-1), що розміщується замість ТВЗ в АкЗ (на рис. 5.3 показано приклад такого розміщення – світло сіра зона праворуч від органів СУЗ). В табл. 5.1 наведено геометричні розміри та положення даного каналу.

Таблиця 5.1 Основні параметри вимірювального каналу в АкЗ ВВР-М

Параметр	Значення
Внутрішній діаметр, мм	30
Зовнішній діаметр, мм	35
Матеріал	САВ-1
Густина, г/см ³	2,73
Положення низу труби відносно низу АкЗ	Хвостовик ТВЗ

5.2. Розрахункова схема ВВР-М в MCNP для дослідження характеристик нейтронного поля.

Оскільки струм ДПЗ складає одиниці мікроампер (розділ 1 та 2) у ВВЕР-1000, то для дослідження його характеристик потрібне нейтронне поле з високою щільністю нейтронного потоку. Зрозуміло, що в каналах берилієвого відбивача щільність потоку нейтронів буде нижчою, чим в каналі що розміщується в самій АкЗ, тому збірку із тестових 5-ти ДПЗ будуть розміщувати в каналі опромінення в АкЗ ВВР-М.

На рис. 5.4 наведено картограму завантаження АкЗ ВВР-М ІЯД НАНУ (зелений колір – берилієві витискувачі, жовтий колір – ТВЗ ВВР-М2, блакитна зона – вимірювальні канали, штриховані шестикутники – органи СУЗ) на якій буде здійснюватися тестування дослідницьких ДПЗ вітчизняного виробництва. Як видно, в АкЗ є можливими два місця розташування збірки дослідницьких ДПЗ, а саме канал 1 та 2 (рис. 5.4).

Опромінення ДПЗ необхідно проводити в умовах, максимально наближених до умов їх роботи в енергетичному реакторі типу ВВЕР. Потрібно визначити, в якому з двох каналів спектр нейтронів буде максимально подібним до енергетичного спектру в АкЗ ВВЕР.

Тісна решітка твेलів ВВЕР визначає особливості його нейтронно-фізичних характеристик, а саме, твели є розташованими близько один від одного, крок розташування складає 12,75 мм. Наслідком цього є те, що жорсткість спектру нейтронів у ВВЕР змінюється у широкому діапазоні від 0,23 до 0,73 і є набагато більшою ніж, наприклад, у РБМК $\sim 0,12$. За фізичним змістом жорсткість спектра нейтронів - це відношення потоку епітеплових (резонансних) нейтронів до потоку теплових нейтронів [111].

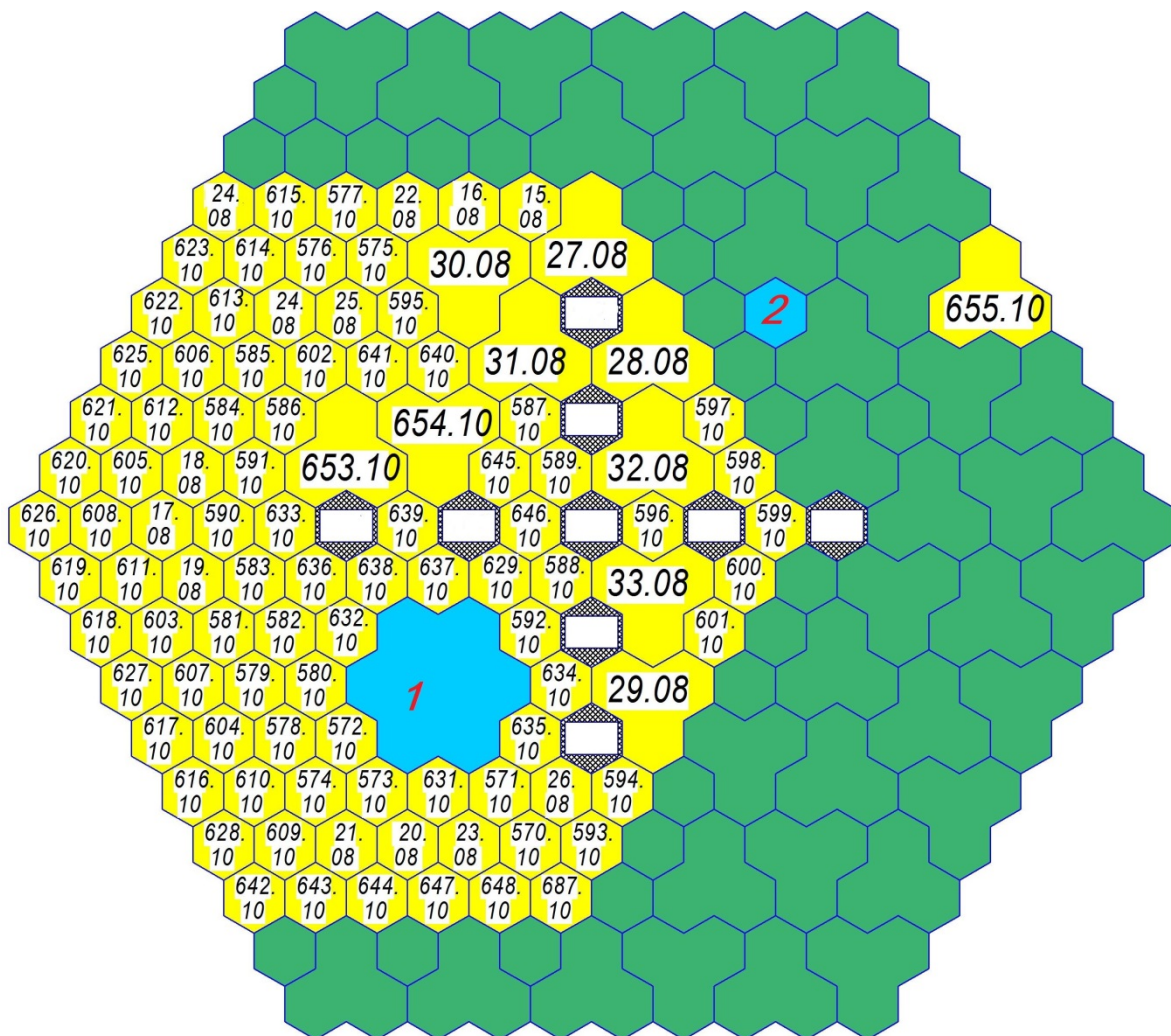


Рис. 5.4. Картограма завантаження Ак3 дослідницького реактора ВВЕР-М

Результати розрахунків чисельних моделей, розроблених для ТВЗ ВВЕР-1000 в розділах 2-4 у кодї MCNP та схожі моделювання ВВР-М в роботах [103,112] дозволяють стверджувати, що коди на основі методу Монте-Карло дозволяють знаходити з високою точністю характеристики нейтронного поля і функцію відгуку ДПЗ, тому подібно до них було проведене моделювання формування сигналу збірки ДПЗ в дослідницьких каналах ВВР-М ІЯД НАНУ (код приведений в Додатку 3).

Для виконання такого завдання було проведене моделювання у кодї MCNP. Було розроблено дві розрахункові моделі частини АкЗ ВВР-М, а саме, перша – представляє канал опромінення, що знаходиться в оточенні твелів у центральній частині АкЗ (зона 1 на рис. 5.4), друга – канал, що знаходиться на периферії АкЗ за шаром берилієвих витискувачів (зона 2 на рис. 5.4). По периметру опромінюваних каналів встановлювалися 5 рівновіддалених ДПЗ, з метою визначення характеристик спектру нейтронів, що в них попадатимуть та визначення функції відгуку детекторів.

Характеристики ТВЗ ВВР-М2, що використовувалися при побудові розрахункових схем, наведено в табл. 5.2.

Таблиця 5.2 Основні параметри АкЗ ВВР-М

Назва параметру		Значення параметра
Кількість твелів та їх форма		3, (трубчаті) із них зовнішній — шестигранник, два внутрішніх — круглі
Збагачення, %		19,7±0,25%
Маса урану, г	односекційна	41,7±2,1
	трисекційна	125,1±6,3

Назва параметру		Значення параметра
Розрахункова маса ТВЗ, кг	односекційна	1,0
	трисекційна	3,0
Площа комірки реактора для односекційної ТВЗ, см ²		10,61
Товщина стінки твела, мм		2,5
Товщина тепловідільного сплаву, мм		0,98
Довжина активного шару, мм		500
Крок/розмір «під ключ», мм		35/32
Паливна композиція		UO ₂ -Al, 2,3г U/см ³
Питома поверхня теплообміну, см ² /см ³		3,67
Коефіцієнт гідравлічного опору		4,35±0,14
Відносна швидкість теплоносія між твелами (починаючи з центру)		1,18; 0,89; 1,05; 0,86

Загальний вигляд геометрії зверху вимірювального каналу 1 показано на рис. 5.5. По центру знаходиться вимірювальний канал зі збіркою з 5-ти ДПЗ. Пусті комірки (блакитні, заповнені теплоносієм) – місця для органів СУЗ.

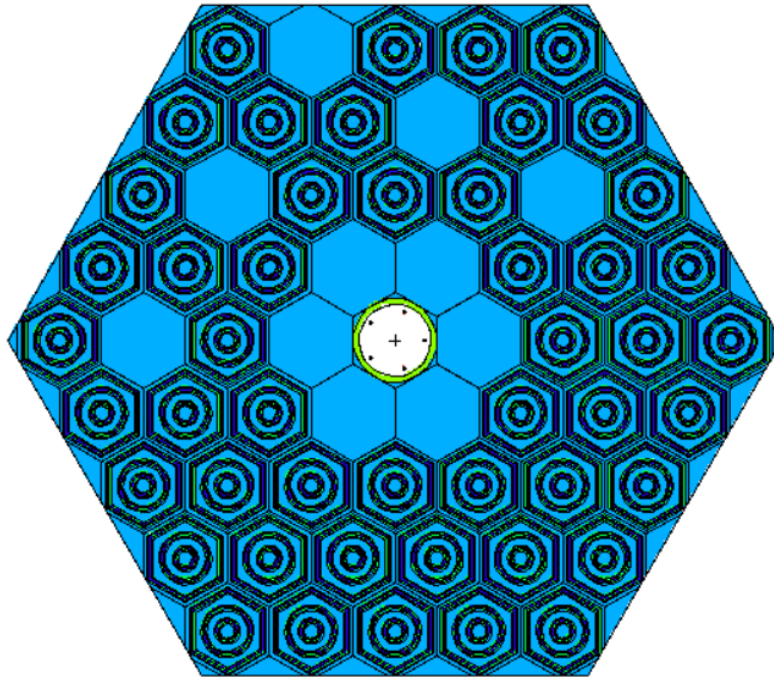


Рис. 5.5. Вимірювальний канал 1, вид зверху

На рис. 5.6 наведено вид зверху вимірювального каналу 2, де червоні комірки – це берилієві витискувачі.

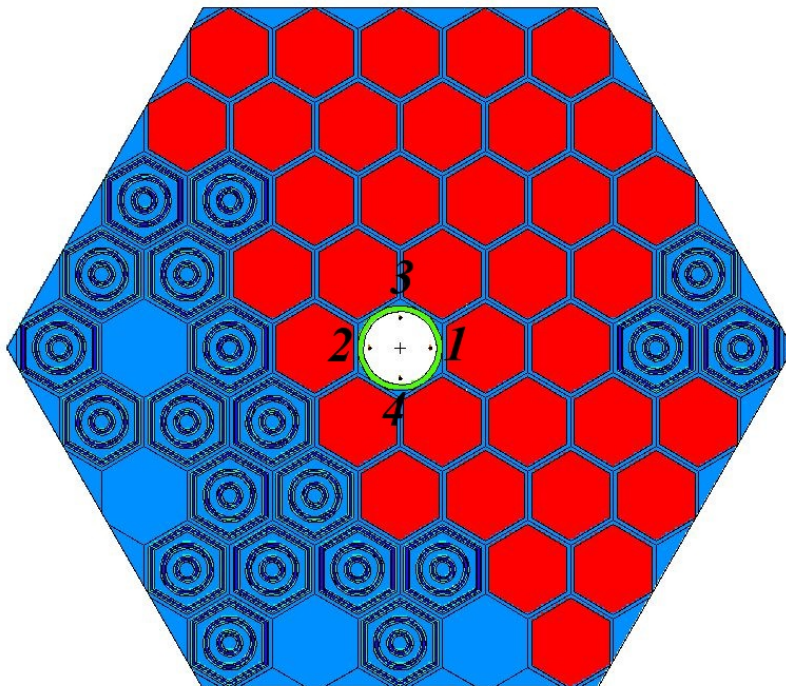


Рис. 5.6. Вимірювальний канал 2, вид зверху

На рис. 5.7 та 5.8 показано ТВЗ ВВР-М2 та вимірювальний канал, відповідно, у збільшеному масштабі. Розміри дослідницьких ДПЗ відповідають розмірам ДПЗ-1М та взяті з табл. 2.6.

Нумерація ДПЗ у вимірювальних каналах йде проти годинникової стрілки., як показано на рис. 5.8.

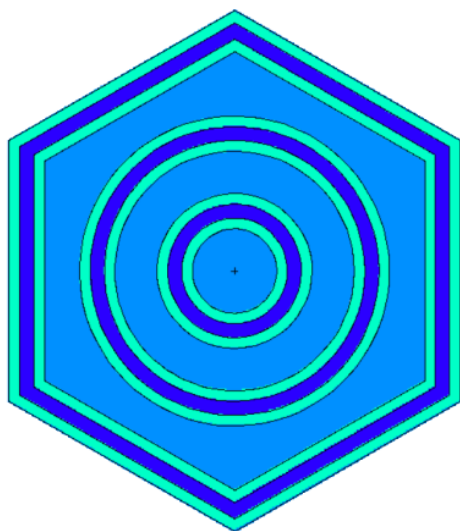


Рис. 5.7. ТВЗ ВВР-2М

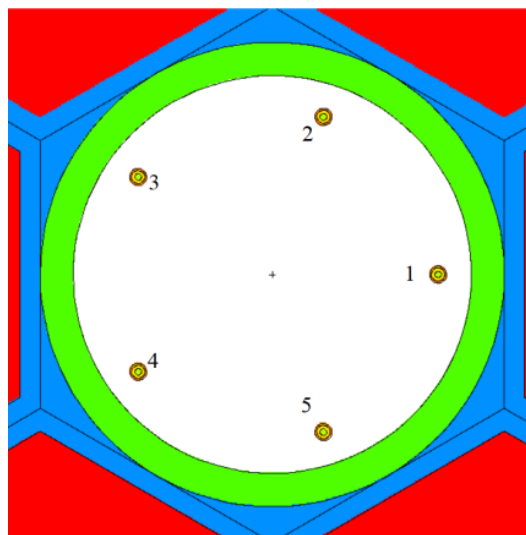


Рис. 5.8. Канал для вимірів зі збіркою ДПЗ

5.3. Результати чисельного розрахунку характеристик нейтронного поля у ВВР-М ІЯД НАНУ.

Чисельне моделювання дозволило встановити розподіл щільності потоку нейтронів по висоті вимірювальних каналів (рис. 5.9) та визначити прогнозований сигнал ДПЗ при даній конфігурації АкЗ.

Чорна крива на рис. 5.9 відповідає розподілу щільності потоку нейтронів по висоті вимірювального каналу 1 (див рис. 5.4), відповідно, червона – для каналу 2. Вертикальна вісь – щільність потоку нейтронів у відносних одиницях, горизонтальна вісь – висота вимірювального каналу (нуль відповідає центру каналів).

Оскільки, як і очікувалось, максимальна щільність потоку нейтронів буде по центру АкЗ (центру вимірювальних каналів), тому варто збірку ДПЗ розміщувати по центру вимірювальних каналів за висотою. Також з рис. 5.9 видно, що у каналі 1 ЩНП є суттєво вищою (~ в 2 рази), чим в каналі 2, з чого можна зробити висновок, що для отримання прийняттого сигналу по амплітуді, збірку дослідницьких ДПЗ варто розмістити в каналі 1. Проте, окрім самої ЩНП, важливо знати енергетичний спектр нейтронів, що попадатимуть у чутливий об'єм ДПЗ.

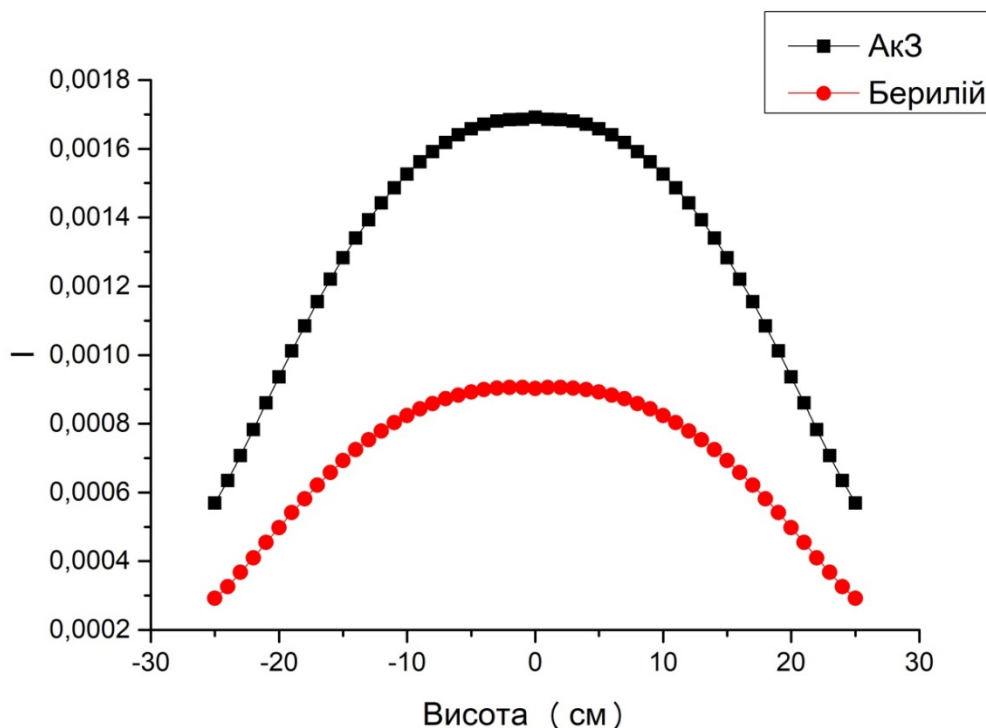


Рис. 5.9. Залежність щільності потоку нейтронів від положення по висоті вимірювальних каналів

Енергетичний спектр нейтронів, розрахований нами для каналів 1 та 2 наведено на рис. 5.10, де: червона крива – відповідає каналу 2, чорна крива – канал 1.

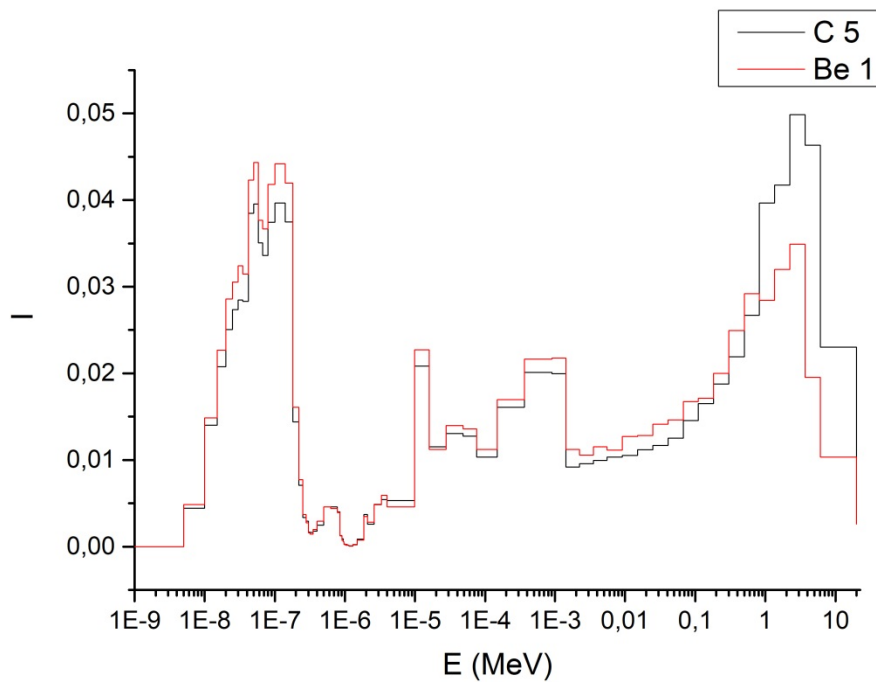


Рис. 5.10. Енергетичний спектр нейтронів у вимірювальних каналах ВВР-М

На рисунку вище по вертикальній осі вказано відносну інтенсивність ЩНП, а по горизонтальній – енергетичний спектр (в стандартному багатогруповому наближенні – 70 енергетичних груп).

З рис. 5.10 зрозуміло, що у каналі 2 кількість потоку нейтронів з теплового діапазону енергії буде вищою, ніж у каналі 1, в якому максимум інтенсивності досягається в області швидких нейтронів. Відповідно, жорсткість спектру в каналі 1 буде вищою ($2,84 \times 10^{-1}$) чим в каналі 2 ($1,61 \times 10^{-1}$), тобто спектр нейтронів в каналі, що знаходиться за берилієвими витискувачами, є м'якішим, що узгоджується з результатами роботи [112].

На рис. 5.11 – 5.12 наведено загальний вигляд відносної щільності потоку нейтронів для теплової та резонансної груп, відповідно.

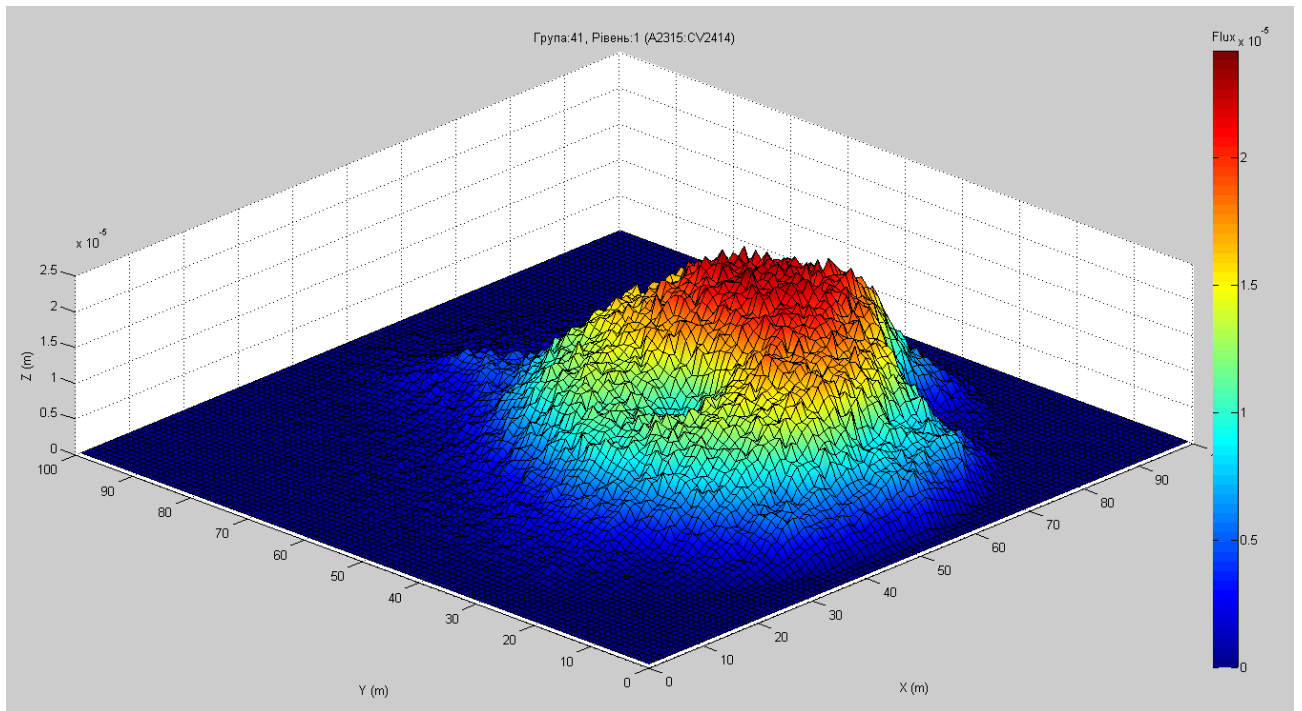


Рис. 5.11. Розподіл щільності потоку нейтронів теплової групи в об'ємі розрахункової області ВВР-М

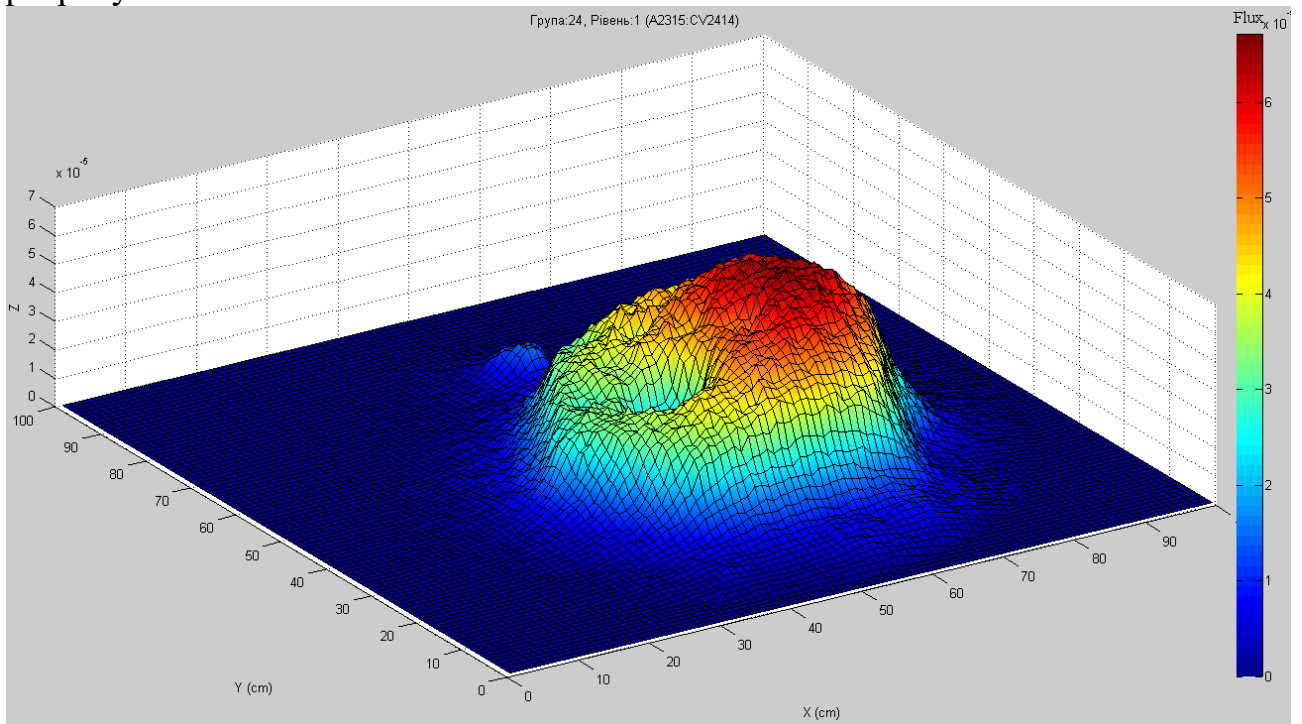


Рис. 5.12. Розподіл щільності потоку нейтронів резонансної групи в об'ємі розрахункової області ВВР-М.

В табл. 5.3 наведено щільність потоку нейтронів в кожному ДПЗ із двох вимірювальних каналів. Збірки ДПЗ розміщено по центру АкЗ, при цьому реактор «працює» на повній потужності.

Таблиця 5.3 ЩПН у дослідницьких ДПЗ

№ каналу	$\varphi, 10^{13} \frac{n}{cm^2 \cdot c}$				
	1-й ДПЗ	2-й ДПЗ	3-й ДПЗ	4-й ДПЗ	5-й ДПЗ
1-й	2,27	2,26	2,30	2,32	2,28
2-й	1,34	1,32	1,33	1,34	1,33

Враховуючи спектр нейтронів та ЩПН, що попадають в об'єми емітерів дослідницьких ДПЗ, було розраховано сигнал від кожного ДПЗ, що може бути отриманим при потужності реактора 4 МВт. Результати розрахунків наведено в табл. 5.4. Сигнал ДПЗ вимірюється в амперах.

Таблиця 5.4 Вихідний сигнал ДПЗ у ВВР-М

№ каналу	№ ДПЗ	Сигнал ДПЗ, А	Відносна похибка, %
1-й	1	$0,58 \times 10^{-6}$	0,08
	2	$0,58 \times 10^{-6}$	0,08
	3	$0,58 \times 10^{-6}$	0,08
	4	$0,58 \times 10^{-6}$	0,08
	5	$0,58 \times 10^{-6}$	0,08
2-й	1	$0,97 \times 10^{-6}$	0,1
	2	$0,96 \times 10^{-6}$	0,1
	3	$0,98 \times 10^{-6}$	0,1

№ каналу	№ ДПЗ	Сигнал ДПЗ, А	Відносна похибка, %
	4	$0,99 \times 10^{-6}$	0,1
	5	$0,97 \times 10^{-6}$	0,1

З табл. 5.4 випливає, що сигнал збірки ДПЗ, яка знаходиться в каналі 2 (в оточені берилієвих витискувачів) є більшим, чим в каналі 1, що з першого погляду може здатися дивним, оскільки ЩПН в каналі 1 є вищою чим в каналі 2. Проте при розрахунку сигналу ДПЗ враховується спектральна залежність перерізу поглинання нейтронів на ядрах емітера (^{103}Rh), і з врахуванням рис. 3.4 стає зрозумілим, що сигнал ДПЗ в каналі 2 є більшим, тому що до даного каналу нейтрони потрапляють у спектрі з максимумом у епітепловій та тепловій областях по енергії. В той же час переріз поглинання нейтронів ^{103}Rh в епітепловій області має резонанс (при енергії – 1,257 еВ) і в тепловій області переріз зростає до величин за порядком тисяч барн (а для швидких нейтронів – мілібарн).

В табл. 5.5 представлено дані сигналу зі дослідницької збірки ДПЗ отримані при експерименті. Під час проведення експерименту було використано результати чисельного розрахунку, що наведений в даному розділі і вибрано дослідницький канал 2 для опромінення ДПЗ. Також була змінена конфігурація дослідницької збірки, замість 5 ДПЗ збірка містила 3 ДПЗ. В таблиці нижче нумерація ДПЗ відповідає нумерації ДПЗ в чисельних розрахунках.

Таблиця 5.5 Вихідний сигнал ДПЗ у ВВР-М (експеримент)

№ каналу	№ ДПЗ	Сигнал ДПЗ, А
2-й	1	$1,32 \times 10^{-6}$
	2	-

№ каналу	№ ДПЗ	Сигнал ДПЗ, А
2-й	3	-
	4	$1,27 \times 10^{-6}$
	5	$1,32 \times 10^{-6}$

Розбіжність в сигналах ДПЗ отриманих розрахунком та в експерименті зумовлена декількома причинами:

- в чисельних розрахунках не враховано вигорання палива, що знаходиться в АкЗ ВВР-М. Оскільки при експерименті використовували не «свіжі» паливні елементи, а в розрахунку всі паливні елементи були «свіжими», то щільність потоку нейтронів при експерименті була більшою чим в розрахунку при встановленій потужності.
- також в експерименті використовувалися ДПЗ зі іншим типом ізолятора між колектором та емітером. В чисельній моделі ізолятор – оксид алюмінію, в експерименті – силіконовий ізолятор. Дані типи ізоляторів мають різну електронну густину і відповідно різні ймовірності досягнення електронами колектора.

5.4. Висновки до розділу 5

У зв'язку з запланованими випробуваннями ДПЗ вітчизняного виробництва НАЕК «Енергоатомом» в дослідницькому реакторі ВВР-М ІЯД НАНУ, було розроблено розрахункову схему АкЗ даного реактора в кодї MCNP, щоб встановити оптимальне розташування збірки з 5-ти ДПЗ в АкЗ та прогнозування вихідного сигналу даних ДПЗ.

Результати розрахунків дозволили встановити, що:

- Максимальна щільність потоку нейтронів буде у вимірювальному каналі 1 (див рис. 5.4), і становитиме $2,32 \times 10^{13} \frac{n}{cm^2 \cdot c}$;
- Енергетичний спектр нейтронів в каналі 1 буде ідентичний умовам роботи ДПЗ в активній зоні ВВЕР у складі СВРК по жорсткості ($2,84 \times 10^{-1}$);
- Для роботи реактора на потужності 4 МВт очікувана сила струму сигнал ДПЗ у вимірювальному каналі 1 – $0,7 \times 10^{-6}$ А, в каналі 2 - $0,98 \times 10^{-6}$ А. Така різниця пов'язана з більш м'якішою формою спектру нейтронів у вимірювальному каналі 2.
- Випробування збірки ДПЗ у ВВР-М в каналі 2 показали, що максимальна сила струму становитиме – $1,37 \times 10^{-6}$ А, та сигнал в детекторах відрізнятиметься не більше чим на 4%, що гарно узгоджується з розрахунками.

Для виконання випробувань ДПЗ у дослідницькому реакторі ВВР-М, рекомендовано розміщувати збірку детекторів в каналі 2, оскільки в ньому струм ДПЗ має бути найбільшим.

ВИСНОВКИ:

- Проаналізовано загальноприйняті підходи, що застосовуються при відновленні ЛЕВ у ВВЕР-1000 на основі сигналів ДПЗ, та особливості роботи детекторів контролю нейтронного потоку різної конструкції. На підставі проведеного аналізу розроблено розрахункові модель і засоби аналізу формування сигналу детектора прямого заряду в АкЗ реактора ВВЕР-1000 в кодах MCNP та SERPENT, що дозволяє враховувати положення ДПЗ в АкЗ та розраховувати для кожного детектора індивідуальні перехідні функції від струму ДПЗ до лінійного енерговиділення ТВЗ.
- Проведено валідацію моделі для розрахунку параметрів АкЗ ВВЕР-1000 на базі критичних експериментів та шляхом порівняння результатів розрахунків у кодах MCNP та SERPENT, що показали коректність моделі та підтвердили точність розрахунків.
- Досліджено вплив на формування сигналу ДПЗ температури теплоносія, концентрації борної кислоти в ньому та положення органів регулювання СУЗ. Результати дозволяють підвищити точність визначення геометричного та спектрального факторів, що суттєво впливають на точність відновлення ЛЕВ у ТВЗ. Врахування місцеположення ДПЗ в КНВ дозволить зменшити похибку визначення ЛЕВ на 2-3 %.
- Вперше визначено залежність глибини вигорання емітера по його внутрішнім шарам від спектральних характеристик нейтронного поля.
- Для отримання більш точних результатів у задачі відновлення лінійного енерговиділення у СВРК необхідно враховувати індивідуальні параметри вигорання для кожного ДПЗ. Врахування вигорання (по шарам ДПЗ) дозволяє зменшити похибку у визначенні величини струму ДПЗ з 5-7 % до 2-3 % при вигоранні емітера до ~30 %.

- Запропоновано ДПЗ «альтернативної» конструкції. Дослідження на моделі ДПЗ «альтернативної» конструкції показує принципово нову можливість розробки більш чутливих до нейтронного потоку ДПЗ при зниженні кількості матеріалу ДПЗ - родію. Очікується підвищення чутливості до нейтронного потоку "нової моделі" ДПЗ з трьома емітерами на 22 %.

СПИСОК ВИКОРИСТАНИХ ДЖЕРЕЛ

1. IAEA, (2008). On-line monitoring for improving performance of nuclear power plants part 2: process and component condition monitoring and diagnostics, International atomic energy agency (IAEA), Vienna, ISSN 1995–7807; no. NP-T-1.2, STI/PUB/1323, ISBN 978–92–0–101208–1.
2. M. Hashemi-Tilehnoee and F. Javidkia (2012). Improving the Performance of the Power Monitoring Channel, Nuclear Reactors, Prof. Amir Mesquita (Ed.), ISBN: 978-953-51-0018-8.
3. Шикалов В.Ф. Внутрореакторный контроль на АЭС С ВВЭР. Сб. История атомной энергетики Советского Союза и России. Выпуск 2. История ВВЭР. Под ред. В.А. Сидоренко. М.: ИздАТ, 2009, – 432 с.
4. Митин В.И. Система внутрореакторного контроля (от АЭС "Ловииза" к ВВЭР-1000). Сб. История атомной энергетики Советского Союза и России. Выпуск 2. История ВВЭР. Под ред. В.А. Сидоренко. М.: ИздАТ, 2009, – 432 с.
5. Цимбалов С.А., Крайко А.В. Определение соотношения между энерговыделением и сигналом ДПЗ в реакторе ВВЭР-440, Препринт ИАЭ-3486/4. М., 1981, – 28 с.
6. Knoll, G.E. (2000). Radiation detection and measurement, 3rd edition, ISBN 0-471-07338 , John Wiley & Son.
7. Department of energy, (1993). DOE fundamentals handbook, Nuclear physics and reactor theory, Vol.1 and 2, DOE-HDBK-1019/1-93 & 2-93.
8. R D Page, "Canadian Power Reactor Fuel," AECL-5609, March 1976.
9. P.J. Allen et al., CANDU 6 Probabilistic Safety Study Summary, CANDU Operations, July 1998, AECL-9607
10. J.E. Dick, V.I. Nath, E. Kohn, T.K. Min, S. Prawirosoehardjo, Nuclear Technology, 90 (1990) 155
11. Абрамов А.И., Казанский Ю.А., Матусевич Е.С. Основы экспериментальных методов ядерной физики. / Изд. 2-е, перераб. и доп. - М.: Атомиздат, 1977.

12. W. M. Stacey, Nuclear Reactor Physics, John Wiley & Sons, 2001, ISBN: 0-471-39127-1.
13. M. L. Awcock, U²³⁵ Coated Ionization Chamber, Type IZ-400, Canadian Report AECL-805, pp 44-45, August 1959
14. J. L. Kaufman, High Current Saturation Characteristics of the ORNL Compensated Ionization Chamber (Q1045), USAEC Report CF-60 5-104, Oak Ridge National Laboratory, May 25, 1960
15. Joseph M, Nuclear power reactor instrumentation system handbook, v.1, Office of Information services U. S. atomic energy commission, 1973, - 310p.
16. Малышев Е. К., Засадыч Ю.Б., Стабровский С. А.. Газоразрядные детекторы для контроля ядерных реакторов. – М.: Энергоатомиздат, 1991. – С. 159
17. Дмитриев А.Б., Малышев Е.К.. Нейтронные ионизационные камеры для реакторной техники. - М.: Атомиздат, 1975. – С. 94.
18. AREVA NP Document, 31-9037142-000, “Prompt Responding Incore Detectors for PWRs, Status Report,” LRC-9005, Babcock & Wilcox, 1971
19. AREVA NP Document, 31-9037141-000, “Incore Monitoring System Performance,” NPGD IWO-7327-01, Babcock & Wilcox, 1977.
20. AREVA NP Document, ANP-10271NP, “ U.S. EPR Nuclear Incore Instrumentation Systems,” 2006.
21. William H. Todt, Sr.. CHARACTERISTICS OF SELF-POWERED NEUTRON DETECTORS USED IN POWER REACTORS. Imaging and Sensing Technology Corporation, 300 Westinghouse Circle, NY, 1988, p. 312-323
22. Zareen Khan Abdul Jalil Khan; Mohd Idris Taib; Izhar Abu Husin; Nurfarhana Ayuni. Comparison study on in-core neutron detector for online neutron flux mapping of research and power reactor. Electronic, Instrumentation and Reactor Control Section, Malaysian Nuclear Agency, Bangi, Kajang, Selangor (Malaysia), 2010

23. A. L. Ulybkin¹, A. V. Rybka, K. V. Kovtun, V. E. Kutny, V. N. Voyevodin, A. O. Pudov. COMPTON-EMISSIVE HAFNIUM DETECTOR OF NEUTRONS FOR IN-CORE MONITORING. NUCL. PHYS. AT. ENERGY 19, 2018
24. B.A. Shilyaev et al. Hafnium in Nuclear Power Industry: The Evolution of Increasing of the Economic Indicators and the Operation Safety of Pressurized Water Nuclear Reactors. Problems of Atomic Science and Technologies (PAST) 1(113) (2018) 43.
25. I.Ya. Emelyanov et al. Radiation-thermal tests of Compton emission neutron detectors with an emitter containing hafnium. Atomic Energy 54(3) (1983) 198.
26. Azza M. El-Badry, Ahmed S. Hassan. SENSITIVITY OF DEVELOPED SELF-POWERED NEUTRON DETECTOR. Nuclear and Particle Physics Conference; Fayoum (Egypt); 11-15 Oct 2003, p. 305-312.
27. Choon Sung Yoo, Byoung Chul Kim, Jong-Ho Park, Arnold H. Fero, S. L. Anderson. RHODIUM SELF-POWERED NEUTRON DETECTOR'S LIFETIME FOR KOREAN STANDARD NUCLEAR POWER PLANTS. NUCLEAR ENGINEERING AND TECHNOLOGY, VOL.37 NO.6 DECEMBER 2005, pp. 605-610.
28. W. Todt, "Characteristics of Self Powered Neutron Detector used in power reactors," tech. rep., Imaging and sensing technology corporation, Horseheads, Newyork, 1996
29. Krishnan Srinivasarengan, Laxman Mutyam, Madhu N. Belur, Mani Bhushan, A.P. Tiwari, M.G. Kelkar and M. Pramanik. Flux Estimation from Vanadium and Cobalt Self Powered Neutron Detectors (SPNDs): Nonlinear Exact Inversion and Kalman filter approaches. 2012 American Control Conference, Montréal, Canada.
30. G.-S. Auh, "Digital dynamic compensation methods of Rhodium SelfPowered Neutron Detector," Journal of the Korean Nuclear Society, vol. 26, pp. 205–211, 1993.
31. H. Warren, "Calculational model for Self-Powered Neutron Detector," Nuclear Science and Engineering, vol. 48, pp. 331–342, 1972.

32. M. Kantrowitz, "An improved dynamic compensation algorithm for Rhodium Self-Powered Neutron Detectors," IEEE Transactions on Nuclear Science, vol. NS-34, pp. 562–566, 1987.
33. A. Jonsson, W. B. Terney and M. W. Crump, "Evaluation of Uncertainty in the Nuclear Power Peaking Measured by the Self-Powered, Fixed In-core Detector System," CENPD-153-P, Rev. 1-P-A (1980).
34. S.V. Guru, D.K. Wehe. Instantaneous flux measurements using the background signal of the Rhodium self-powered neutron detector. Department of Nuclear Engineering The University of Michigan. 1991. pp. 203-215
35. J. Sovka, "Response of Cobalt Neutron Flux Detectors," tech. rep., AECL-3368, 1969.
36. Вейнберг А., Вигнер Е. Физическая теория ядерных реакторов. - М.: Мир. 1961. - 536 с.
37. A.K. Mishra "Design of Compensator for Vanadium Self Powered Neutron Detector", M.Tech dissertation, HBNI, BARC, July 2011.
38. A.K. Mishra, A.P. Tiwari, and S.R. Shimjith, "Digital Dynamic Compensation Techniques for Delayed Self Powered Neutron Detectors", DOI. 067, SACI-2014, BARC, pp. 322-330, Nov. 24-26, 2014.
39. S. Yusuf and D. Wehe, "Analog and digital dynamic compensation techniques for delayed Self-Powered Neutron Detectors," Nucl. sci. eng., vol. 106, pp. 399–408, 1990.
40. A. Das, S. Chaganty, and K. Gopalakrishnan, "Dynamic compensation of V SPND using direct inversion and rank order filtering," in Proceedings of the Symposium on Intelligent Nuclear Instrumentation (INIT), pp. 118–123, 2001.
41. A.K. Mishra and A.P. Tiwari. Delayed Time Response Self-Powered Neutron. BARC Newsletter. 2014 (no.342). p. 59-64.
42. A.K. Mishra, S.R. Shimjith, T.U. Bhatt, and A.P. Tiwari "Dynamic compensation of vanadium selfpowered neutron detectors for use in Reactor Control" IEEE Trans. Nucl. Sci., vol. 60, issue-1, pp. 310-318, Feb. 2013.

43. A.K. Mishra, S.R. Shimjith, T.U. Bhatt, and A.P. Tiwari "Kalman Filter based Dynamic Compensator for Vanadium Self Powered Neutron Detectors," IEEE Trans. Nucl. Sci., vol. 61, issue 3, pp. 1360-1368, June 2014.
44. Цимбалов С,А, «Устранение запаздывания родиевого ДПЗ», Препринт РНЦ «Курчатовский институт», 1994г, 20 стр.
45. V. Mitin, N. Milto, M. Kuzmichev, L. Shishkov, S. Tsyganov. SPND DETECTORS RESPONSE AT THE CONTROL ROD DROP IN VVER-1000. MEASUREMENT AND MODELLING RESULTS. Proceedings of the 16. Symposium of Atomic Energy Research. Hungary. 2006.
46. Н.А.Асеев, Б.А.Самигуллин, ВЛИЯНИЕ ТЕМПЕРАТУРЫ НА ВЕЛИЧИНУ ИЗМЕРЯЕМОГО ТОКА ДАТЧИКОВ ПРЯМОЙ ЗАРЯДКИ. Димитровград, 1974г. 31 стр.
47. Раецкий В.М., Покровский А.С. Оценка коэффициентов диффузии при облучении. Препринт НИИАР, П-28, Мелекес (1968).
48. Alex F Bielajew. Fundamentals of the Monte Carlo method for neutral and charged particle transport. 2001
49. Соболев И. М. Метод Монте-Карло. — М.: Наука, 1968. — 64 с.
50. Fishman, George S. Monte Carlo : concepts, algorithms, and applications. — Springer, 1996. — ISBN 0-387-94527-X.
51. М.Н. Kalos and P.A. Whitlock, Monte Carlo Methods. Volume I: Basics, John Wiley & Sons, NY (1986).
52. R. Rhodes. Dark Sun – The Making of the Hydrogen Bomb. Simon & Schuster Paperbacks, 1995.
53. Forrest Brown, Brian Kiedrowski, Jeffrey Bull, "MCNP5-1.60 Release Notes", LA-UR-10-06235 (2010).
54. MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4C, Manual / edited by J. F. Briesmeister. – LA-13709-M. – 2000. – 790 p.
55. R. Brewer, Editor, "Criticality Calculations with MCNP5: A Primer", LA-UR-09-0380 (2009).

56. Alexis L. Reed, "Medical Physics Calculations with MCNP: A Primer", LA-UR-07-4133 (2007)
57. Denise B. Pelowitz, et al., "MCNPX 2.7.0 Extensions", LA-UR-11-02295 (2011).
58. Stephanie C. Frankle, Robert C. Reedy, Phillip G. Young, "ACTI - A MCNP Continuous-Energy Neutron Data Library for Prompt Gamma-Ray Spectroscopy", LA-UR-02-7783 (2002).
59. J. M. Campbell, S. C. Frankle, and R. C. Little, "ENDF66: A Continuous-Energy Neutron Data Library Based on ENDF/B-VI Release 6", LA-UR-03-0954 (2003).
60. R.E. MacFarlane and D.W. Muir, "The NJOY Nuclear Data Processing System, Version 91", LA-12740-M (1994)
61. Trkov, M. Herman, D. A. Brown (Eds.), "ENDF-6 Formats Manual", CSEWG Document ENDF-102, BNL-90635-2009-Rev2 (2012)
62. J. Leppänen. A New assembly-level Monte Carlo neutron transport code for reactor physics calculations. In Proc. International Topical Meeting on Mathematics and Computation, Supercomputing, Reactor Physics and Nuclear and Biological Applications, M&C 2005. Avignon, France, Sept. 12–15 2005.
63. J. Leppänen. Diffusion Code Group Constant Generation Using the Monte Carlo Method. In Proc. XII Meeting on Reactor Physics Calculations in the Nordic Countries. Halden, Norway, May 17–18 2005.
64. J. Leppänen. Current Status of the PSG Monte Carlo Neutron Transport Code. In Proc. PHYSOR-2006 American Nuclear Society's Topical Meeting on Reactor Physics Organized and hosted by the Canadian Nuclear Society. Vancouver, BC, Canada, Sept. 10–14 2006.
65. J. Leppänen. Randomly Dispersed Particle Fuel Model in the PSG Monte Carlo Neutron Transport Code. In Proc. Joint International Topical Meeting on Mathematics & Computation and Supercomputing in Nuclear Applications (M&C + SNA 2007). Monterey, California, April 15–19 2007.

66. Leppänen, J., et al. (2015) "The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013." *Ann. Nucl. Energy*, 82 (2015) 142-150.
67. SCALE-4.4a: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation," NUREG-CR-0200, Rev.6, Oak Ridge National Laboratory, September, 1998.
68. B. T. Rearden and M. A. Jessee, SCALE Code System, OAK RIDGE NATIONAL LABORATORY Oak Ridge, TN 37831-6283, April 2016, 2715 p.
69. Солдатов С.А., Черницкий С.В., Леонов С.Н. Определение систематической ошибки и дисперсии расчётной последовательности CSAS26 пакета программ SCALE-5./ *Ядерна та радіаційна безпека* 3 (51).2011. с.47-52
70. Борисенко В. И. Выбор консервативных допущений при обосновании ядерной безопасности систем хранения отработанного ядерного топлива / В. И. Борисенко, В. В. Горанчук, Ю. Ф. Пионтковский, Н. Н. Сапон // *Ядерна та радіаційна безпека*. – 2017. – № 2 (74). – С. 48–53.
71. Борисенко В. І. Визначення консервативних припущень при обґрунтуванні ядерної безпеки систем зберігання ВТВЗ ВВЕР-440 / В. І. Борисенко, В. В. Горанчук, Ю. Ф. Піонтковський // *Ядерна енергетика та довкілля*. – 2017. – № 1 (9). – С. 13–17
72. R. D. Mosteller, "Bibliography of MCNP Verification & Validation: 1990-2003", LA-UR-03-9032 (2003).
73. R.D. Mosteller, "An Expanded Criticality Validation Suite for MCNP", LA-UR-10-06230 Rev3 (2010).
74. Leppänen, J., Mattila, R. and Pusa, M. (2014c) "Validation of the Serpent-ARES code sequence using the MIT BEAVRS benchmark - Initial core at HZP conditions." *Ann. Nucl. Energy*, 69 (2014) 212-225.
75. Leppänen, J. and Mattila, R. (2016c) "Validation of the Serpent-ARES code sequence using the MIT BEAVRS benchmark – HFP conditions and fuel cycle 1 simulations." *Ann. Nucl. Energy*, 96 (2016) 324-331.

76. Guide to Verification and Validation of the SCALE-4 Criticality Safety Software, NUREG/CR-6483, ORNL/TM-12834.
77. Validation of the SCALE Broad Structure 44-Group ENDF/B-V Cross-Section Library for Use in Criticality Analyses, NUREG/CR-6102, ORNL/TM-12460.
78. Перечень разрешенных к использованию в ГП«НАЭК «Энергоатом» расчетных кодов для обоснования безопасности ядерных установок по состоянию на 01 июня 2016 г. СТП 0.41.076-2008.
79. Правила безопасности при хранении и транспортировании ядерного топлива на объектах ядерной энергетике, ПНАЭ Г-14-029-91. – Госпроматомнадзор СССР, 1991.
80. НП 306.2006.124-2006 (ПБПРМ-2006) Правила ядерної та радіаційної безпеки при перевезенні радіоактивних матеріалів / ГИЯРУ. – 2006.
81. НП 306.2.105-2004. Основные положения обеспечения безопасности промежуточных хранилищ сухого типа / ГИЯРУ. – 2004.
82. VVER physics experiments: regular hexagonal (1.27 cm pitch) lattices of low-enriched U(2.4 wt.% ²³⁵U)O₂ fuel rods in light water at different core critical dimensions / NEA/NSC/DOC/(95)03/IV. Vol. IV/ LEU-COMP-THERM-064. - P. 70.
83. Халимончук В.А. Функционирование программного обеспечения СВРК ВВЭР-1000 верхнего уровня в условиях реализации в Украине расширенной программы по диверсификации ядерного топлива // Ядерна та радіаційна безпека. - 2015. - Вип. 1. - С. 7 - 12.
84. Резепов В.К., Денисов В.П., Кирилюк Н.А., Драгунов Ю.Г., Рыжов С.Б. Реакторы ВВЭР-1000 для атомных электростанций. – М.: ИКЦ «Академкнига», 2004. – 333 с.
85. Борисенко В.И. Пространственные эффекты реактивности, обусловленные изменением тепло-гидравлических и нейтронно-физических параметров активной зоны водо-водяного энергетического реактора: дис. канд. техн. наук / НПО ЦКТИ. - Л., 1991. - С. 136.

86. Брагин В.А., Батенин И.В., Голованов М.Н. и др. Системы внутриреакторного контроля АЭС с ВВЭР. - М.: Энергоатомиздат, 1987. - С. 128.
87. ВУ СВРК-М. Программное обеспечение. Подсистема физических расчетов .Описание основных алгоритмов. ЕМКП.10226 01 91 01, 2012, с. 185.
88. Цимбалов С.А., Шикалов В.Ф., Крейко А.В. Испытания системы внутриреакторного контроля при пуске АЭС с реактором ВВЭР- 440. - М., 1974. - 24 с. - (Препр. / ИАЭ-3050).
89. VVER physics experiments: regular hexagonal (1.27 cm pitch) lattices of low-enriched U(2.4 wt.% ^{235}U)O₂ fuel rods in light water at different core critical dimensions / NEA/NSC/DOC/(95)03/IV. Vol. IV/ LEU-COMP-THERM-064. - P. 70.
90. Сапон М.М., Борисенко В.І. Визначення коефіцієнтів реактивності ВВЕР-1000 в програмному коді MCNP // XXIII щоріч. наук. конф. Ін-ту ядерних дослідж. НАН України: Тези доп. (1 - 5 лютого 2016 р.). - К., 2016. - С. 107.
91. Піонтковський Ю.Ф., Борисенко В.І. Врахування вигорання ДПЗ в задачі відновлення енергорозподілу по активній зоні ВВЕР-1000 // V междунар. науч.-практ. конф. «Повышение безопасности и эффективности атомной энергетики»: Сб. докл. (Одесса, Украина, 5 - 9 сент. 2016 г.) - Одесса, 2016.
92. Цимбалов С.А. Характеристики родиевого детектора нейтронов ДПЗ-1М. - М., 1984. - 16 с. - (Препр. / ИАЭ-3899/4).
93. Централизованное хранилище отработанного ядерного топлива реакторов ВВЭР Украины. Предварительный отчет по анализу безопасности. Глава 8 // Ядерная безопасность. - ГНИЦ СКАР, 2016. - С. 54.
94. Піонтковський Ю.Ф., Борисенко В.І. Вплив параметрів активної зони ВВЕР-1000 на формування сигналу ДПЗ // XXIII щоріч. наук. конф. Ін-ту ядерних дослідж. НАН України: Тези доп. (1 - 5 лютого 2016 р.). - К., 2016. - С. 104.

95. Yu. Kurchenkov, Burnup of Rhodium SPND in VVER1000: Method for Determination of Linear Energy Release by SPND Readings, *Voprosy Atomnoi Nauki i Tekhniki. Seriya: Fizika Yadernykh Reaktorov*, 2010, No. 3, pp. 16–25.
96. И.А. Боженков, А.В. Козлинский, Моделирование выгорания детекторов прямой зарядки, *вопросы атомной науки и техники серия: ядерное приборостроение, научно-технический сборник, Выпуск 1, М. - 1988, 82 с.*
97. G. G. Kim and N. Z. Cho, “Investigation of the Sensitivity Depletion Lows for Rhodium Self-Powered Neutron Detectors (SPNDs),” *J. of KNS*, vol. 33, no. 2, p.121-131, April (2001).
98. Шаманин И.В, Киселев А.В., Лызко В.А. Контроль поля энерговыделения в процессе эксплуатации ядерного реактора с помощью детекторов прямого заряда // *Изв. Томск. политехн. ун-та. - 2010. - Т. 316, № 2. - С. 67 – 71*
99. Курченков А.Ю. Переходные функции, используемые при восстановлении и контроле энерговыделения реакторных установок водородного типа: автореф. дис. на соискание ученой степени канд. физ.-мат. наук. - М.: НИЦ КИ, МИФИ, 2013. - С. 26.
100. Борисенко В.И., Пионтковский Ю.Ф., Горанчук В.В. Модель формирования сигнала внутризонного детектора нейтронов // *Ядерна фізика та енергетика. - 2016. - Т. 17, №. 4. – С. 364 - 373.*
101. T. G. Ober and J. W. Malloy, “An Advanced Model for the Prediction of the Total Burnup-Dependent Self-Powered Rhodium Detector Response,” *Proc. Int. Conf. on Mathematics and Computations, Reactor Physics and Environmental Analysis*, vol. 2, p.22-31, Portland, Oregon (1995).
102. НТС ГП НАЭК «Энергоатом». Разработка национального расчетного комплекса СВРК-М2. Протокол № 3 от 16.11.2016.

103. Вишнеvский И.Н., Слисенко В.И., Макаровский В.Н., Лысенко М.В. Исследовательский ядерный реактор как база фундаментальных и прикладных исследований в Украине // Исследовательские реакторы в XXI веке (Мат. межд. научнотехн. конференции, Москва, 20–23 июня 2006 г.) – М.: Изд-во ГУП НИКИЭТ. – 2006.
104. Вертебный В.П., Ворона П.Н., Колотый В.В. и др. Установка для измерений энергетической зависимости полных сечений радиоактивных ядер // Нейтронная физика (Мат. I Всесоюз. конф. по нейтронной физике, Киев, 24–28 мая 1971 г.) – К.: Наук. Думка. – 1972. – Ч.2. – С. 260.
105. Ворона П.Н. Разработка методики и создание установки для экспериментов с радиоактивными ядрами на реакторе ВВ-М ИЯИ УССР. Исследование взаимодействия тепловых и резонансных нейтронов с радиоактивным ядром европий 152: Дис. ... канд. физ.мат. наук: 01.04.16. – К. – 1979. – 255 с.
106. Ворона П.Н. Полные нейтронные сечения радиоактивных ядер и пучки нейтронов Московской мезонной фабрики // Программа экспериментальных исследований на мезонной фабрике ИЯИ АН СССР (Труды V Всесоюзного семинара, 1215 апреля 1987 г.). – С. 350–355.
107. Ворона П.М., Разбудей В.Ф. Розрахункові дослідження та аналіз характеристик дослідницького реактора ВВР-М як джерела нейтронів для вирішення наукових та прикладних задач // Ядерна фізика та енергетика. - 2010. - Т. 11, № 1. - С. 57 - 65.
108. Ворона П.М., Разбудей В.Ф. Вплив енергії нейтронів на утворення радіоіотопів при опроміненні мішеней у реакторі // Там же. - 2011. - Т. 12, № 3. - С. 235 - 241.
109. Разбудей В. Ф. Моделирование нейтронных экспериментов на исследовательском реакторе ВВР-М ИЯИ НАН Украины // ядерна фізика та енергетика 2011 Т. 12 № 2 С. 198 – 208

110. Ворона П.М., Ісакас І.Е., Шустов В.О. Оптимізація нейтронно-фізичних параметрів дослідницького реактора для експериментальних досліджень нейтронних перерізів радіоактивних ядер. Ядерні та радіаційні технології, т. 6, № 3–4, 2006
111. Галанин А.Д. Введение в теорию атомных реакторов на тепловых нейтронах. - М.: Энергоатомиздат, 1984. - 655 с.
112. Ворона П.М., Разбудей В. Ф. Визначення жорсткості спектра як параметра нейтронного поля в дослідницькому реакторі ВВР-М // ядерна фізика та енергетика 2012 Т. 13 № 4.

ДОДАТОК 1.

Список публікацій здобувача за темою дисертації та відомості про апробацію результатів дисертації.

Наукові праці, в яких опубліковані основні результати дисертації

1. Борисенко В.И., **Пионтковский Ю.Ф.**, Горанчук В.В. Модель формирования сигнала внутризонного детектора нейтронов // Ядерная физика та енергетика. 2016. Т. 17. №. 4. С. 364–373.
Здобувачу особисто належить аналіз технічної документації, підготовка даних, аналіз отриманих результатів.
2. Борисенко В.И., Горанчук В.В., **Пионтковский Ю.Ф.**, Сапон Н.Н. Выбор консервативных допущений при обосновании ядерной безопасности систем хранения отработанного ядерного топлива // Ядерная та радіаційна безпека. 2017. №2 (74). С. 69–73.
Здобувачу особисто належить постановка задачі, проведення розрахунків, аналіз отриманих результатів.
3. Борисенко В.И., Горанчук В.В., **Пионтковский Ю.Ф.** Визначення консервативних припущень при обґрунтуванні ядерної безпеки систем зберігання ВТВЗ ВВЕР-440 // Науково-виробничий журнал «Ядерная енергетика та довкілля» № 1 (9). 2017. С. 13–17.
Здобувачу особисто належить проведення розрахунків, аналіз результатів.
4. Борисенко В.И., **Пионтковский Ю.Ф.**, Горанчук В.В. Исследование моделей родиевого эмиттера детектора прямого заряда // Проблемы безопасности атомных электростанций і Чернобиля, вип. 28, науково-технічний збірник, м.Чернобиль. 2017. С. 25–33.
Здобувачу особисто належить аналіз технічної документації, підготовка даних, аналіз отриманих результатів.
5. Борисенко В.И., **Пионтковский Ю.Ф.**, Порівняльний аналіз результатів числового моделювання в Монте-Карло кодах формування сигналу ДПЗ у ВВЕР-1000 // Проблемы безопасности атомных электростанций і Чернобиля, вип.31. С. 41–17.
Здобувачу особисто належить розробка моделі, проведення розрахунків, аналіз результатів.
6. Борисенко В.И., Горанчук В.В., **Пионтковский Ю.Ф.**, Тітімець І.О., Результати валідації розрахункових кодів SCALE і MCNP на даних

критичних бенчмарк-експериментів на установці SF-9 // Науково-виробничий журнал «Ядерна енергетика та довкілля» № 1 (13). 2019. С. 18–22.

Здобувачу особисто належить розробка моделі, проведення розрахунків, аналіз результатів.

Опубліковані праці апробаційного характеру

7. **Піонтковський Ю.Ф.**, Борисенко В.І. Вплив параметрів активної зони ВВЕР-1000 на формування сигналу ДПЗ // Тези доповідей. XXIII щорічна наукова конференція Інституту ядерних досліджень НАН України. 01–05 лютого 2016. С. 104–105.

Здобувачу особисто належить розробка моделі, проведення розрахунків, аналіз результатів.

8. **Піонтковський Ю.Ф.**, Борисенко В.І., Врахування вигорання ДПЗ в задачі відновлення енергорозподілу по активній зоні ВВЕР-1000 // Збірник доповідей. П'ята міжнародна науково-практична конференція «Безпека та ефективність атомної енергетики». Одеса, Україна. 5–9 вересня 2016. С. 121-125.

Здобувачу особисто належить розробка моделі, проведення розрахунків, аналіз результатів.

9. **Піонтковський Ю.Ф.**, Борисенко В.І. Модель вигорання ДПЗ в задачі відновлення енергорозподілу по активній зоні ВВЕР-1000 // Тези доповідей. XXIV щорічна наукова конференція Інституту ядерних досліджень НАН України. 10–13 квітня 2017. С. 124–125.

Здобувачу особисто належить розробка моделі, проведення розрахунків, аналіз результатів.

10. Борисенко В.І., **Горанчук В.В.**, Піонтковський Ю.Ф., Сапон М.М. Аналіз ядерної безпеки систем зберігання відпрацьованого ядерного палива ВВЕР // Тези доповідей. XXIV щорічна наукова конференція Інституту ядерних досліджень НАН України. 10–13 квітня 2017. С. 112–113.

Здобувачу особисто належить проведення розрахунків, аналіз результатів.

11. **Піонтковський Ю.Ф.**, Борисенко В.І. Порівняння результатів формування сигналу ДПЗ у кодах SERPENT та MCNP. // Тези доповідей. XXV щорічна наукова конференція Інституту ядерних досліджень НАН України. 16–20 квітня 2018. С. 105–106.

Здобувачу особисто належить розробка моделі, проведення розрахунків, аналіз результатів.

12. **Піонтковський Ю.Ф.**, Борисенко В.І. Дослідження параметрів нейтронного поля в дослідницькому каналі ВВР-М // Тези доповідей. XXVI щорічна наукова конференція Інституту ядерних досліджень НАН України. 8 – 12 квітня 2019 р. С. 86-87.

Здобувачу особисто належить розробка моделі, проведення розрахунків, аналіз результатів.

Апробація результатів дисертації

- 13-та щорічна наукова конференція Інституту ядерних досліджень НАН України, Київ, 1-5 лютого 2016 р., ІЯД НАНУ;
- 5-та Міжнародна наукова практична конференція «Безпека та ефективність атомної енергетики, Одеса, 5-9 вересня 2016 р., ОНПУ;
- 14-та щорічна наукова конференція Інституту ядерних досліджень НАН України, Київ, 10-13 квітня 2017 р., ІЯД НАНУ;
- 15-та щорічна наукова конференція Інституту ядерних досліджень НАН України, Київ, 16-20 квітня 2018 р., ІЯД НАНУ;
- 6-та Міжнародна наукова практична конференція «Безпека та ефективність атомної енергетики, Одеса, 4-6 вересня 2018 р., ОНПУ;
- 16-та щорічна наукова конференція Інституту ядерних досліджень НАН України, Київ, 8-12 квітня 2019 р., ІЯД НАНУ.

999 1111111111151111111 9&
99 1111111511111111111 9&
9 111115111141111511111 9&
9 111111111111151111111 99&
9 1111111511111111111 999&
9 111151111511151111 9999&
9 111111111111111111 99999&
9 1111151111511111 999999&
9 111111151111111 9999999&
9 111111111111111 99999999&
9 11111111111111 999999999&
9 111111111111 9999999999&
9 1111111111 99999999999&
999999999999999999999999

с *****ТЕПЛОВИДІЛЯЮЧА ЗБІРКА*****

9 2 -0.668581418 -85 -7 10 -6 9 lat=2 u=2 imp:n=1 fill=-11:11 -11:11 0:0 &

22222222222222222222222222222222 &
22222222222 11111111111 2 &
22222222222 11111111111 2 &
2222222222 11111111111 2 &
22222222 11111111111 2 &
2222222 111111131111111 2 &
222222 1111131111311111 2 &
22222 11111111111111111 2 &
2222 111131113111131111 2 &
222 1111111111113111111 2 &
22 1111111311111111111 2 &
2 111113111141111311111 2 &
2 11111111111113111111 22 &
2 1111111311111111111 222 &
2 111131111311131111 2222 &
2 11111111111111111 22222 &
2 1111131111311111 222222 &
2 111111131111111 2222222 &
2 11111111111111 22222222 &
2 1111111111111 222222222 &
2 11111111111 2222222222 &
2 111111111 22222222222 &
22222222222222222222222222222222

с *****Родієвий ДПЗ*****

14 5 -12.41 -24 25 -26 imp:n=1

```

с *****МЕЖІ ШЕСТИГРАННОЇ ТВС*****
10 2 -0.668581418 -11 lat=2 u=7 imp:n=1 fill=-2:2 -2:2 0:0 &
77777&
77777&
77297&
77777&
77777
с *****ВОДА НАВКОЛО
ВИГОРОДКИ*****
12 0 -21 22 -23 #14 fill=7 imp:n=1
с *****ПУСТОТА*****
13 0 21:-22:23 imp:n=0

с *****ГЕОМЕТРІЯ*****
с *****
с паливний стовп
1 cz 0.3785
2 cz 0.3865
3 cz 0.455
с *****
с *****
с стінки шестигранника
5 рх -0.6375
6 р -1 1.73205 0 1.275
7 р 1 1.73205 0 1.275
8 рх 0.6375
9 р -1 1.73205 0 -1.275
10 р 1 1.73205 0 -1.275
с *****
с *****
с SFA
11 RHP 0 0 -176.5 0 0 353 0 11.8 0
с *****
с *****
с центральна труба
12 cz 0.55
13 cz 0.65
с *****
с *****
с направляючі канали
16 cz 0.545

```

17 cz 0.63
 18 cz 0.4575 \$ зовнішній діаметр оболонки ПЕЛ
 19 cz 0.3860 \$ внутрішній діаметр оболонки ПЕЛ
 с *****
 с *****
 с Циліндр в якому знаходиться ТВС
 21 с/z 0 12 28
 22 pz -176
 23 pz 176
 с *****
 с *****
 с Rh DPZ
 24 cz 0.05
 25 pz -12.5
 26 pz 12.5
 с *****
 с *****

 с *****МАТЕРІАЛИ*****
 с *****
 с Уран зі збагаченням 4%
 m1 8016.53с -0.1185 &
 92235.17с -0.0353 &
 92238.17с -0.8462
 NONU=2 \$ only capture without fission and gammas
 с *****
 с *****
 с Легка вода
 с with bor_10
 m2 1001.53с 0.6656939606 &
 8016.53с 0.3337221818 &
 5010.53с 0.0005838575907
 с *****
 с *****
 с Оболонка тепловиділяючих елементів
 m3 7014.60с -0.00006 &
 8016.53с -0.00070 &
 9019.50с -0.00001 &
 22000.60с -0.00004 &
 24000.50с -0.00003 &
 26000.50с -0.00021 &

```

28000.50c -0.00011 &
29000.50c -0.00003 &
40000.58c -0.98921 &
41093.60c -0.00960
c *****
c *****
c Гелій
m4 2004.50c 1
c *****
c *****
c Во DPZ
m5 45103 1
c *****
c *****
c -----//\\\\\\\\\\//\\\\\\\\\\-----
mode n
sdef erg=d1 rad=d2 ext=d3 axs=0 0 1 &
cel=d4
sp1 -3 0.988 2.416
si2 0 0.3784
sp2 -21 1
si3 -62.5 62.5
sp3 0 1
si4 L 12:10(0 0 0):9:1 12:10(1 0 0):90:1
sp4 0.5 0.5
f4:n 14
sd4 0.1963495409 $ volume DPZ
fm4 -1 5 102 $ 102-->(n,gamma)
e4 0.0253e-6 0.06e-6 0.1e-6 0.215e-6 0.465e-6 1e-6 2.15e-6 4.65e-6&
10e-6 21.5e-6 46.5e-6 100e-6 215e-6 465e-6 1e-3 2.15e-3 4.65e-3&
10e-3 21.5e-3 46.5e-3 0.1 0.2 0.4 0.8 1.4 2.5 4.0 6.5 10.5 14.0 14.5
PTRAC buffer=100000 file=asc max=2.1e9 meph=1 event=src type=n &
tally=4 value=0
ctme 1440

```


ДОДАТОК 3.

Фрагмент програми розрахунку спектральних характеристик нейтронного поля в АкЗ ВВР-М ІЯД НАНУ.

Formation of SPND signal in VVR-M KINR

c core consists of FA's and beryllium

c water in inner gap

1 2 -0.9982 -101 u=1 imp:n=1
2 3 -2.6989 101 -102 u=1 imp:n=1
3 1 -4.6529 102 -103 u=1 imp:n=1
4 3 -2.6989 103 -104 u=1 imp:n=1

c water in middle gap

5 2 -0.9982 104 -201 u=1 imp:n=1
6 3 -2.6989 201 -202 u=1 imp:n=1
7 1 -4.6529 202 -203 u=1 imp:n=1
8 3 -2.6989 203 -204 u=1 imp:n=1

c water in outer gap

9 2 -0.9982 -301 302 -303 304 -305 306 &
204 u=1 imp:n=1
10 3 -2.6989 -307 308 -309 310 -311 312 &
(301:-302:303:-304:305:-306) u=1 imp:n=1
11 1 -4.6529 -313 314 -315 316 -317 318 &
(307:-308:309:-310:311:-312) u=1 imp:n=1
12 3 -2.6989 -319 320 -321 322 -323 324 &
(313:-314:315:-316:317:-318) u=1 imp:n=1
13 2 -0.9982 319:-320:321:-322:323:-324 &
u=1 imp:n=1 \$ water

c irradiation channel

14 0 -601 u=2 imp:n=1 \$ air in irradiation channel
15 4 -2.7300 601 -602 u=2 imp:n=1 \$ tube of irradiation channel
16 2 -0.9982 -401 402 -403 404 -405 406 &
602 u=2 imp:n=1 \$ irradiation channel edge
17 2 -0.9982 401:-402:403:-404:405:-406 &
u=2 imp:n=1 \$ water outside irradiation channel

c control rod

18 2 -0.9982 -401 402 -403 404 -405 406 &
u=3 imp:n=1
19 2 -0.9982 401:-402:403:-404:405:-406 &
u=3 imp:n=1

c water between FA

```

20  2  -0.9982 -401 402 -403 404 -405 406 &
      u=4 imp:n=1
21  2  -0.9982 401:-402:403:-404:405:-406 &
      u=4 imp:n=1
c Beryllium blocks
22  8  -1.8480 -801 802 -803 804 -805 806 &
      u=5 imp:n=1
23  2  -0.9982 801:-802:803:-804:805:-806 &
      u=5 imp:n=1
c assembly
24  2  -0.9982 -401 402 -403 404 -405 406 &
lat=2 u=6 imp:n=1 fill=-5:5 -5:5 0:0 &
4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 &
4 4 4 4 4 1 3 1 3 5 4 &
4 4 4 4 1 1 1 5 5 5 4 &
4 4 4 3 1 1 5 5 5 5 4 &
4 4 1 1 1 5 5 5 5 5 4 &
4 1 3 1 5 2 5 5 1 1 4 &
4 1 1 5 5 5 5 5 1 4 4 &
4 1 5 5 5 5 5 5 4 4 4 &
4 5 5 5 5 5 5 4 4 4 4 &
4 5 5 5 5 5 4 4 4 4 4 &
4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4
25  5  -12.41 -701 706 -707 imp:n=1 $ 1 emitter
26  5  -12.41 -702 706 -707 imp:n=1 $ 2 emitter
27  5  -12.41 -703 706 -707 imp:n=1 $ 3 emitter
28  5  -12.41 -704 706 -707 imp:n=1 $ 4 emitter
29  5  -12.41 -705 706 -707 imp:n=1 $ 5 emitter
30  6  -3.569 -708 701 706 -707 imp:n=1 $ 1 insulator
31  6  -3.569 -709 702 706 -707 imp:n=1 $ 2 insulator
32  6  -3.569 -710 703 706 -707 imp:n=1 $ 3 insulator
33  6  -3.569 -711 704 706 -707 imp:n=1 $ 4 insulator
34  6  -3.569 -712 705 706 -707 imp:n=1 $ 5 insulator
35  7  -7.800 -713 708 706 -707 imp:n=1 $ 1 collector
36  7  -7.800 -714 709 706 -707 imp:n=1 $ 2 collector
37  7  -7.800 -715 710 706 -707 imp:n=1 $ 3 collector
38  7  -7.800 -716 711 706 -707 imp:n=1 $ 4 collector
39  7  -7.800 -717 712 706 -707 imp:n=1 $ 5 collector
40  0  -501 (713:-706:707) (714:-706:707) (715:-706:707)&
      (716:-706:707) (717:-706:707) &
      fill=6 imp:n=1

```

41 2 -0.9982 501 -502 imp:n=1

c inner aluminium shell of inner rod

901 0 502 imp:n=0

c GEOMETRY

c

c inner ring

101 cz 0.300 \$ inner radius of shell

102 cz 0.375 \$ inner radius (or out radius of inner shell) of fuel

103 cz 0.475 \$ out radius of fuel (or inner radius of out shell)

104 cz 0.550 \$ out radius of out shell

c middle ring

201 cz 0.850 \$ inner radius of shell

202 cz 0.925 \$ inner radius (or out radius of inner shell) of fuel

203 cz 1.025 \$ out radius of fuel (or inner radius of out shell)

204 cz 1.100 \$ out radius of out shell

c out hexagon

301 px 1.350 \$ inner side of inner aluminium shel

302 px -1.350

303 p 1 1.73205 0 2.700 \$ $y = -kx + b$

304 p 1 1.73205 0 -2.700 \$ $y = -kx - b$

305 p -1 1.73205 0 2.700 \$ $y = kx + b$

306 p -1 1.73205 0 -2.700 \$ $y = kx - b$

307 px 1.425 \$ inner side of fuel

308 px -1.425

309 p 1 1.73205 0 2.850 \$ $y = -kx + b$

310 p 1 1.73205 0 -2.850 \$ $y = -kx - b$

311 p -1 1.73205 0 2.850 \$ $y = kx + b$

312 p -1 1.73205 0 -2.850 \$ $y = kx - b$

313 px 1.525 \$ outer side of fuel

314 px -1.525

315 p 1 1.73205 0 3.050 \$ $y = -kx + b$

316 p 1 1.73205 0 -3.050 \$ $y = -kx - b$

317 p -1 1.73205 0 3.050 \$ $y = kx + b$

318 p -1 1.73205 0 -3.050 \$ $y = kx - b$

319 px 1.600 \$ outer side of out aluminium shell

320 px -1.600

321 p 1 1.73205 0 3.200 \$ $y = -kx + b$

322 p 1 1.73205 0 -3.200 \$ $y = -kx - b$

323 p -1 1.73205 0 3.200 \$ $y = kx + b$

324 p -1 1.73205 0 -3.200 \$ $y = kx - b$

c shell of assembly

401 px 1.75 \$ water shell of the FA

402 px -1.75

403 p 1 1.73205 0 3.500 \$ $y = -kx + b$

404 p 1 1.73205 0 -3.500 \$ $y = -kx - b$

405 p -1 1.73205 0 3.500 \$ $y = kx + b$

406 p -1 1.73205 0 -3.500 \$ $y = kx - b$

c outside

501 HEX 0 0 -25.0 0 0 50.0 0 13.99 0

*502 HEX 0 0 -40.0 0 0 80.0 0 14.00 0

c irradiation channel

601 cz 1.500 \$ inner radius of tube

602 cz 1.750 \$ out radius of tube

c SPND

701 c/z 1.2500000 0.0000000 0.025 \$ radius of 1-st emitter

702 c/z 0.3862712 1.1888206 0.025 \$ radius of 2 emitter

703 c/z -1.0112712 0.7347315 0.025 \$ radius of 3 emitter

704 c/z -1.0112712 -0.7347315 0.025 \$ radius of 4 emitter

705 c/z 0.3862712 -1.1888206 0.025 \$ radius of 5 emitter

706 pz -12.5000000

707 pz 12.5000000

708 c/z 1.2500000 0.0000000 0.050 \$ inner radius of 1-st collector

709 c/z 0.3862712 1.1888206 0.050 \$ inner radius of 2 collector

710 c/z -1.0112712 0.7347315 0.050 \$ inner radius of 3 collector

711 c/z -1.0112712 -0.7347315 0.050 \$ inner radius of 4 collector

712 c/z 0.3862712 -1.1888206 0.050 \$ inner radius of 5 collector

713 c/z 1.2500000 0.0000000 0.065 \$ out radius of 1-st collector

714 c/z 0.3862712 1.1888206 0.065 \$ out radius of 2 collector

715 c/z -1.0112712 0.7347315 0.065 \$ out radius of 3 collector

716 c/z -1.0112712 -0.7347315 0.065 \$ out radius of 4 collector

717 c/z 0.3862712 -1.1888206 0.065 \$ out radius of 5 collector

c Beryllium blocks

801 px 1.600 \$ outer side of out aluminium shell

802 px -1.600

803 p 1 1.73205 0 3.200 \$ $y = -kx + b$

804 p 1 1.73205 0 -3.200 \$ $y = -kx - b$

805 p -1 1.73205 0 3.200 \$ $y = kx + b$

806 p -1 1.73205 0 -3.200 \$ $y = kx - b$

c MATERIALS

c

c UO2 - 19.7%
m1 092235 -0.0974 &
092238 -0.3969 &
013027 -0.4391 &
008016 -0.0666
NONU=2 \$ only capture without fission and gammas
c Light water
m2 001001 2&
008016 1
c pin shell
m3 013027 1
c irradiation channel tube CAB-1
m4 013027 -0.9823 &
012000 -0.0060 &
014000 -0.0087 &
030000 -0.0005 &
026000 -0.0020 &
028000 -0.0005
c rhodium (emitter)
m5 045103 1
c SPND insulator AL2O3
m6 013027 2 &
008016 3
c SPND collector
m7 6000 -0.0008 & \$ C+
14000 -0.0042 & \$ Si+
22000 -0.0062 & \$ Ti+
24000 -0.1780 & \$ Cr+
25055 -0.0110 & \$ Mn+
26000 -0.7008 & \$ Fe+
28000 -0.0990 \$ Ni+
c Be
m8 004009 -1
mode n
SDEF par=1 erg=d1 cell=d2 rad=fcel d3 ext=d7 axs=0 0 1
SP1 -3 0.988 2.416
SI2 L 40:24:3 40:24:7 40:24:11
SP2 1 1 1
DS3 S 4 5 6
SI4 0.375 0.475
SP4 -21 1

```
SI5 0.925 1.025
SP5 -21 1
SI6 1.425 3.050
SP6 -21 1
SI7 -25.0 25.0
SP7 0 1
f14:n 25
sd14 4084.1 $ volume of cell 264
f24:n 26
sd24 4084.1 $ volume of cell 264
f34:n 27
sd34 4084.1 $ volume of cell 264
f44:n 28
sd44 4084.1 $ volume of cell 264
f54:n 29
sd54 4084.1 $ volume of cell 264
f64:n (20<24[-5:5 -5:5 0:0]<40)
sd64 1
PTRAC buffer=100000 file=asc max=2.1e9 meph=1 type=n &
tally=14 value=0
e14 0 6144i 18
NPS 2E8
print
tmesh
rmesh1:n flux
cora1 -17. 99i 17.
corb1 -17. 99i 17
corc1 -25. 25i 25.
rmesh11:n flux
cora11 -17. 1i 17.
corb11 -17. 1i 17
corc11 -25. 1i 25.
Endmd
```

ДОДАТОК 4.

Акт впровадження

«ЗАТВЕРДЖУЮ»

Директор ТОВ «Імпульс-Київ»

Будік Д.В.

_____ 2019 р.



АКТ впровадження

результатів дисертаційної роботи Піонтковського Ю.Ф.

«Відновлення енергорозподілу по об'єму активної зони ВВЕР-1000 на основі сигналів детекторів прямого заряду».

Результати дисертаційної роботи Піонтковського Ю.Ф. використовувались: при розробці прикладного програмного забезпечення модернізованої системи внутрішньореакторного контролю (СВРК-М2) в частині розробки алгоритмів та програм визначення енергорозподілу по об'єму активної зони ВВЕР-1000 на основі сигналів детекторів прямого заряду.

Робота виконана в рамках проекту розробки СВРК-М2 для ВВЕР-1000 АЕС України.

Впровадження результатів дисертаційної роботи Піонтковського Ю.Ф. сприяє успішному впровадженню сучасних систем контролю важливих для забезпечення експлуатації енергоблоків з ВВЕР на АЕС України.

Зав. лабораторією

Гальченко В.В.

Зав. лабораторією

Шкарупа О.М.

Зав. лабораторією

Гулік В.І.

ДОДАТОК 5.

Акт впровадження

НАЦІОНАЛЬНА АКАДЕМІЯ НАУК УКРАЇНИ

ІНСТИТУТ ЯДЕРНИХ ДОСЛІДЖЕНЬ

Проспект Науки, 47, м. Київ, 03680
Тел.: (380-44) 525-23-49; Факс: (380-44) 525-44-63; e-mail: interdep@kinr.kiev.ua

№ 31-10/67
23.01.2020

АКТ впровадження результатів дисертаційної роботи Піонтковського Ю.Ф. Відновлення енергорозподілу по об'єму активної зони ВВЕР-1000 на основі сигналів детекторів прямого заряду

Результати дисертаційної роботи Піонтковського Ю.Ф. використовувались при виконанні НДР «Проведення випробувань детекторів прямого заряду в дослідницькому ядерному реакторі ВВР-М ІЯД НАН України» в частині виконання процедури вибору і обґрунтування місця розташування збірки ДПЗ в активній зоні ДЯР ВВР-М.

Згідно зазначеної процедури за допомогою розрахункового коду MCNP було визначено оптимальне місце розташування збірки ДПЗ з максимальною щільністю потоку теплових нейтронів.

Впровадження результатів дисертаційної роботи Піонтковського Ю.Ф. сприяє успішному вирішенню питань щодо підвищення ефективності контролю нейтронно-фізичних параметрів ядерних установок.

Заст. директора

Тришин В.В.

Посада

Підпис

ПІБ

Головний інженер ВВР-М

Макаровський В.М.

Головний технолог

Лисенко М.В.

Завідувач службою управління
реактором

Волох О.П.