

АНОТАЦІЯ

Филонич Ю. В. Удосконалення технології діагностики течі з першого контуру в другий за допомогою детекторів іонізуючого випромінювання для реакторних установок з ВВЕР-1000. – Кваліфікаційна наукова праця на правах рукопису.

Дисертація на здобуття наукового ступеня доктора філософії за спеціальністю 143 "Атомна енергетика". – Національний університет «Одеська політехніка» Міністерства освіти і науки України, м. Одеса, 2023.

Дисертаційна робота присвячена питанням удосконалення способу контролю стану захисних бар'єрів на атомних електричних станціях (АЕС) шляхом розрахункового обґрунтування значення уставки запуску автоматизованого алгоритму управління течами з першого контуру в другий (ТПКД) за величиною потужності поглиненої дози (ППД) біля паропроводів парогенератора (ПГ), яка корелює з величиною об'ємної активності (ОА) в області детектування.

На сьогодні важливим питанням залишається контроль величини протікання при ТПКД на АЕС з реакторами ВВЕР-1000 за допомогою технічних засобів. Вирішення зазначеної проблеми передбачається в рамках комплексної (зведеної) програми підвищення рівня безпеки енергоблоків АЕС (КзППБ) шляхом оснащення українських ВВЕР-1000 системою управління аварією (СУА) ТПКД. Як відомо, на дану систему покладено функції автоматизованої реалізації заходів щодо переведення реакторної установки (РУ) в безпечний стан без втручання оперативного персоналу. При цьому, в якості індикатора виникнення ТПКД в ПГ є підвищення активності в другому контурі, яка вимірюється в трубопроводах гострої пари. Нині реалізовано автоматизований алгоритм дій після ідентифікації ТПКД та визначення аварійного ПГ (АПГ). Відповідно, завершальним завданням для реалізації заходу КзППБ є обґрунтування уставки запуску СУА ТПКД за допомогою детекторів реєстрації іонізуючого випромінювання (ІВ), що встановлені біля паропровід ПГ. А втім, відсутність аналогічних технічних засобів СУА ТПКД на АЕС з реакторами ВВЕР-1000 та

досвіду впровадження зазначених систем безпеки (реалізується в Україні вперше) зумовлює необхідність в розробці комплексного розрахункового методу визначення характеристик ТПКД за допомогою детекторів ІВ, що розташовані біля паропроводів гострої пари в РУ з ВВЕР-1000, який б враховував різні експлуатаційні стани: комбінацію включених головних циркуляційних насосів (ГЦН), режими потужності від 20 до 100 % від номінальної тощо.

Відомо, що перебіг аварійної події ТПКД включає низку нейтронно-фізичних (н.-ф.) та теплогідравлічних процесів, які характеризуються значними невизначеностями щодо кінцевих результатів. Як наслідок, при розробці розрахункового методу доцільно застосовувати сучасні програмні засоби (ПЗ) та детальні математичні моделі для коректного визначення часу транспорту радіоактивних ізотопів в першому та другому контурах, їх концентрації тощо. В підсумку, зазначений вище підхід дозволить суттєво зменшити похибку визначення характеристик течії та однозначно ідентифікувати АПГ.

У **вступі** представлено обґрунтування вибору теми дослідження, висвітлено її актуальність та зв'язок з науковими програмами. На основі цього сформовано мету і завдання дослідження. Зазначено наукову новизну отриманих результатів та їх практичну цінність як для АЕС з реакторами ВВЕР-1000, так і для ядерної промисловості в цілому.

В **першому розділі** проведено аналіз існуючих систем та методів ідентифікації наявності ТПКД. Відмічені переваги та недоліки застосування різного роду методів/систем. Встановлено, що існуючі системи автоматизованого безперервного контролю не дозволяють однозначно визначити який з ПГ є аварійним та надати достовірну інформацію щодо витрати в ТПКД при роботі реактора на різних рівнях потужності. Ба більше, висвітлено основні експлуатаційні, технологічні та конструкційні особливості, що впливають на достовірне визначення величини витрати в ТПКД. Відзначено, що найбільш інформативним маркером контролю ТПКД в ПГ на працюючому енергоблоці (ЕБ) є ^{16}N , який дозволяє відстежувати динаміку зміни тренду витрати в ТПКД та організувати автоматизований контроль вихідної події аварії (ВПА) ТПКД. На

основі проведеного аналізу окреслено завдання дослідження. В підсумку визначено підходи та ПЗ для моделювання процесів накопичення, транспорту радіоактивних ізотопів в першому/другому контурах та необхідні розрахунки відгуків детекторів для реєстрації ІВ в місцях детектування.

В другому розділі представлено розроблені розрахункові моделі та отримані за їх допомогою наступні результати: визначено швидкість напрацювання ^{16}N у водовмісних об'ємах активної зони (АкЗ) РУ ВВЕР-1000 та за її межами; досліджено процес зміни швидкості напрацювання ^{16}N впродовж паливної кампанії; отримано залежність активності теплоносія першого контуру за ^{16}N від глибини вигорання ядерного палива; представлено та обґрунтовано способи розрахунку рівноважної активності ^{16}N в теплоносії першого контуру (ТПК) та його транспорту в першому контурі; за допомогою розроблених математичних моделей отримано транспортний час реперних радіонуклідів від місця параметричної відмови ПГ до точки детектування з урахуванням процесів масо і теплопереносу в другому контурі; проведено інтеграцію математичних моделей транспорту реперних нуклідів в модель ядерної парогенеруючої установки (ЯПГУ) теплогідравлічного ПЗ RELAP5; розроблено та проведено валідацію моделі лічильника Гейгера-Мюллера (Г-М) на основі експериментальних даних; приведено опис експериментальних установок та отримані відгуки лічильника Г-М; розрахунковим шляхом обґрунтовано можливість їх використання за межами енергетичних діапазонів вимірювання, які заявлені в паспортних характеристиках приладів, за допомогою запропонованого способу; шляхом моделювання системи «джерело іонізуючого випромінювання-паропровід-лічильник Г-М» отримано залежність вимірної ППД гамма-випромінювання від величини активності в області детектування, що корелює з витратою ТПКД.

Зауважимо, що проміжні результати розрахунків порівнювалися з експериментальними значеннями, що засвідчує достовірність отриманих даних за допомогою розроблених моделей. Більше того, отримана розрахунковим шляхом залежність швидкості напрацювання ^{16}N від глибини вигорання ядерного палива

дозволила зменшити похибку у визначенні концентрації ^{16}N в ТПК. До того ж вперше розроблені математичні моделі та метод розрахунку транспорту летючих радіонуклід в другому контурі дозволяють врахувати розпад та дисперсію молекул ^{16}N за часом транспорту від місця течі до області детектування (визначена ділянка паропроводу гострої пари ПГ).

Уточнена деталізована модель лічильника Г-М дозволяє достовірно визначати залежність відгуку лічильника від активності джерела ІВ в широкому енергетичному діапазоні, в тому числі за межами заявлених виробником експлуатаційних характеристик. В підсумку отримано, що за допомогою детально відтвореної моделі лічильника Г-М можливо спрогнозувати відгуки лічильників в місцях з низкою просторових перешкод (область детектування) від розсіяного спектру фотонів та електронів.

В третьому розділі дисертації виконано аналіз можливості ідентифікації ТПКД за допомогою лічильників Г-М, на основі результатів розрахунків ППД в місці детектування. Задля цього визначено залежності витрат в ТПКД при різних режимах роботи РУ ВВЕР-1000 ($20 \div 100$ % від номінального рівня потужності [НРП]), враховуючи невизначеності місця виникнення ТПКД в ПГ, ізотопного складу ТПК, а також положення приладів в області детектування.

Наступним етапом проведено оцінку зведеної невизначеності та обґрунтування обмеження системи вимірювання витрати ТПКД в ПГ за ППД від паропроводів гострої пари. В підсумку, базуючись на результатах аналізу щодо можливості хибної ідентифікації неаварійного ПГ як АПГ, розроблено заходи запобігання помилкового визначення АПГ.

Крім того, розрахунковий аналіз використання різних типів детекторів (напівпровідниковий, сцинтиляційний детектори та газорозрядний лічильник) для ідентифікації АПГ показав, що найбільш ефективним індикатором, з огляду на діапазон можливих витрат в течу, є блок детектування (БД) GIM-204. До того ж запропоновано спосіб обробки інформації, отриманої з БД, що встановлені біля суміжних паропроводів. Застосування даного підходу забезпечує оперативне та достовірне виявлення АПГ при значних витратах в течу на відміну від існуючих

систем контролю ТПКД. В кінцевому підсумку сформовано рекомендації щодо вдосконалення компоновки систем контролю та моніторингу ТПКД та їх алгоритмів запуску.

Наукова новизна отриманих результатів полягає у наступному:

1. На основі розробленої розрахункової моделі реактора ВВЕР-1000 з деталізацією водовмісних об'ємів в MCNP6.2 виконано уточнення розрахункової залежності швидкості нагрівання ^{16}N від глибини вигорання ядерного палива. Ця розрахункова залежність, на відміну від раніше існуючих, достовірніше корелює з експериментальними даними.
2. Дістали подальший розвиток математичні моделі для розрахунку транспорту летючих радіонуклід в другому контурі, в яких, на відміну від існуючих, моделюється розпад та дисперсія атомів ^{16}N протягом транспорту від місця течії до паропроводу гострої пари ПГ беручи до уваги проходження шару кип'ячої рідини.
3. Вдосконалено розрахункову модель лічильника Г-М БДМГ-04-02, що забезпечило достовірніше прогнозування залежності відгуку лічильника від активності ДІВ в широкому енергетичному діапазоні, що виходить за межі експлуатаційних характеристик лічильника.
4. Вперше поєднано комплекс сучасних н.-ф., теплогідравлічних та аналітичних розрахунків для визначення витрати в течу за допомогою детекторів реєстрації ІВ, що дозволило детально дослідити ефект взаємного впливу та усунути можливість хибної ідентифікації АПГ при аварії з ТПКД.

Практична цінність дисертації полягає в тому, що розроблений метод може використовуватися при розрахунковому аналізі ядерної, радіаційної безпеки АЕС та аналітичному обґрунтуванні підвищення рівня безпечної експлуатації ЕБ АЕС України з реакторами ВВЕР-1000 (наприклад, при виборі уставки запуску автоматизованої СУА ТПКД, враховуючи наявні ефекти взаємного впливу) шляхом використання її в комплексі або окремих спеціалізованих частин. Висвітлені рекомендації і отримані результати проведеного дослідження дозволять впровадити СУА ТПКД в промислову та дослідну експлуатацію. При

цьому, запропоновані технічні рішення щодо компоновки основного обладнання системи та модифікації в роботі автоматизованого алгоритму управління ВПА ТПКД забезпечують відсутність ситуацій з хибною ідентифікацією АПГ. Більше того, розроблений метод та представлені основні положення доцільно застосувати при адаптації автоматизованого алгоритму на непілотні ЕБ ВВЕР України та за її межами.

Ключові слова: ^{16}N , активація теплоносія, валідація моделі детектора, ВВЕР-1000, глибина вигоряння, детектор реєстрації іонізуючого випромінювання, ефективність реєстрації, лічильник Гейгера-Мюллера, перехресні завади, система контролю течі, транспортний час.

СПИСОК ПУБЛІКАЦІЙ ЗДОБУВАЧА

Наукові роботи, в яких опубліковані основні наукові результати дисертації:

1. **Ю. Филонич**, В. Запорожан, О. Балашевський, В. Герлига, Тарасов В, “Використання лічильника Гейгера-Мюллера для визначення аварійного парогенератора під час міжконтурної течії в реакторних установках типу ВВЕР-1000”, *Ядерна та радіаційна безпека*, № 4(88), 2020, с. 31-38, doi: 10.32918/nrs.2020.4(88).04.

URL: <https://nuclear-journal.com/index.php/journal/article/view/679/561>.

2. **Ю. Филонич**, К. Меркотан, В. Запорожан, О. Балашевський, “Аналіз впливу вигорання ядерного палива реактора ВВЕР-1000 на швидкість утворення ^{16}N в теплоносії першого контуру”, *Ядерна фізика та енергетика*, № 1(22), 2021, с. 48-55, doi: 10.15407/jnpae.2021.01.048.

URL: http://jnpae.kinr.kiev.ua/22.1/Articles_PDF/jnpae-2021-22-0048-Fylonych.pdf.

3. **Ю. Филонич**, В. Запорожан, О. Балашевський, “Валідація моделі лічильника Гейгера-Мюллера БДМГ-04-02 за допомогою методу Монте-Карло”, *Питання атомної науки і техніки*, № 6(136), 2021, с. 149-154, doi: 10.46813/2021-136-149.

URL: https://vant.kipt.kharkov.ua/ARTICLE/VANT_2021_6/article_2021_6_149.pdf.

4. **Ю. Филонич**, Ю. Комаров, В. Герлига, “Вплив ефектів перехресних завад на коректне визначення аварійного парогенератора у разі міжконтурної течії в реакторній установці ВВЕР-1000”, *Ядерна та радіаційна безпека*, № 1(97), 2023, с. 58-66, doi: 10.32918/nrs.2023.1(97).07.

URL: <https://nuclear-journal.com/index.php/journal/article/view/967>.

Наукові роботи, які засвідчують апробацію матеріалів дисертації:

1. **Ю. Филонич**, А. Ксьондзик, К. Меркотан, В. Тарасов, “Розробка та валідація геометричних моделей для реакторних установок Українських АЕС у нейтронно-фізичному коді MCNP”, *Безпека та ефективність атомної енергетики: матеріали VI міжнар. наук.-практ. конф.*, Одеса, Україна, 4-6 верес., 2018.

2. **Ю. Филонич**, Ю. Комаров, “Обґрунтування вибору уставки запуску

системи управління аварією “Теча з першого контуру в другий” в реакторних установках типу ВВЕР-1000”, *Перспективи впровадження інновацій у атомну енергетику*: зб. тез доп. IV міжнар. конф., Київ, Україна, 30 верес., 2022, с. 12-13.
URL: <https://www.ispnpp.kiev.ua/wp-content/uploads/2022/10/zbirnyk-tez-IV.pdf>.

3. **Ю. Филонич**, Ю. Комаров, В. Запорожан, “Вплив ефектів перехресних завад на коректне визначення аварійного ПГ при міжконтурній течії в РУ ВВЕР-1000”, *Проблеми сучасної ядерної енергетики*: зб. тез доп. XVI міжнар. наук.-техн. конф. молодих вчених та фахівців, Нетішин, Україна, 16-18 лист., 2022, с. 75-76.
URL: https://ukrns.org/images/activity/2022/2022_11_21/Abstracts_of_the_Conference_Problems_of_Modern_Nuclear_Energy.pdf.

4. **Ю. Филонич**, К. Меркотан, А. Ксьондзик, В. Запорожан, “Розрахунковий аналіз вигорання ядерного палива реакторів ВВЕР-1000 за допомогою MCNP6.2”, *Проблеми сучасної ядерної енергетики*: зб. тез доп. XVI міжнар. наук.-техн. конф. молодих вчених та фахівців, Нетішин, Україна, 16-18 лист., 2022, с. 74-75.
URL: https://ukrns.org/images/activity/2022/2022_11_21/Abstracts_of_the_Conference_Problems_of_Modern_Nuclear_Energy.pdf.

ABSTRACT

Yu. V. Fylonych. The diagnostic technologies improvement of the primary-to-secondary leakage by utilizing ionizing radiation detectors on main steam lines of WWER-1000 reactors. – Qualifying scientific work as a copyrights manuscript.

Thesis for Doctor of Philosophy (PhD) degree by specialty 143 – Nuclear Energy. – National University "Odesa Polytechnic" of the Ministry of Education and Science of Ukraine, Odesa, 2023.

The thesis is dedicated to the issue of improving the methods of monitoring the state of protective barriers at the nuclear power plants (NPPs) by justification of setpoints for launching of an automated algorithm for the primary-to-secondary leakage (PRISE) control based on value of the absorbed dose rate (ADR) on the main steam lines of the steam generators (SG) that correlates with the activity concentration in the detection area.

Currently, the actual issue at the NPP with WWER-1000 reactors is connected with the leak rate control during PRISE by using technical instruments. In a scope of the complex (consolidated) safety upgrade program at the Ukrainian NPPs with WWER-1000 the implementation of the PRISE emergency management system has been foreseen. The system has to automatically apply appropriate measures to transfer the reactor unit to the safe operational state without operator's actions. At the same time, an indicator of the PRISE accident occurrence in SG is activity increasing in the secondary circuit, measured on the main steam lines. Nowadays, the automated algorithm of actions after the PRISE accident identification and determination of the affected SG (ASG) has been performed. Accordingly, the final milestone for the successful implementation of the complex (consolidated) safety upgrade program measure is the justification of the ADR setpoints for launching the PRISE emergency management system based on upon readings from the radiation detectors installed on the main steam lines. However, the absence of similar PRISE emergency management system at the NPPs with WWER-1000 reactors and the lack of experience regarding implementing such systems – pilot project for Ukrainian reactor fleet – cause the development of the complex calculation method for determining PRISE accident characteristics by using

radiation detectors mounted on the main steam lines (adjacent-to-line) at NPPs with WWER-1000. This method has to consider different operational states such as combinations of operated reactor coolant pumps, operational levels from 20 to 100 % of nominal power and so on.

The propagation of the PRISE accident is accompanied by the different neutron-physical and thermohydraulic processes and characterized by significant uncertainties in the results. Besides, during the development of the calculation methods, it is necessary to use the state-of-the-art simulation software and detailed physical models for the correct determination of the radioactive isotopes transport time in the primary and secondary circuits, their concentrations, etc. The specified approach will significantly increase the accuracy and precision of the controlled PRISE characteristics and allow identifying of ASG correctly.

The Introduction presents the justification of the chosen research topic, assigns its relevance and relation with scientific and technical programs. Based on this, the purpose and objectives of the research have been established. The scientific novelty of the obtained results and their practical value both for NPPs with WWER-1000 reactors and for the nuclear industry at whole has been indicated.

The First Chapter includes the analysis of existing systems and methods of the PRISE leakage identification. The advantages and disadvantages of different approaches and systems have been emphasized. It has been established that the available automated PRISE leakage systems with the permanent control do not allow correctly determining of ASG and providing reliable information concerning the mass flow rate during the PRISE leakage at the different operational states of the reactor unit. Moreover, the main operational, technological and design features that impact on the reliable determination of the PRISE leak rate are highlighted. It is noted, ^{16}N is the most informative marker for controlling PRISE leakage in SG at the nominal operating level. The method allows monitoring of the dynamics of changes in terms of the mass flow rate trend of the PRISE leakage and organizing the automated control of the initial event of the PRISE accident. Based on the conducted analysis, the main tasks of the research have been outlined. In conclusion, the approaches and software for modeling the physical processes of

accumulation and transport of the radioactive isotopes in the primary/secondary circuits and the appropriate calculations of the detector' responses for the registration of ionizing radiation at the detection area have been determined.

The Second Chapter presents the developed calculation models and the obtained results: the reaction rate formation of ^{16}N in water-containing volumes in the nuclear reactor core and at the core' vicinity of WWER-1000 have been determined; the process of changing of ^{16}N formation rate during the fuel campaign has been investigated; the dependence of the coolant activity formed by ^{16}N in the primary circuit on the nuclear fuel burnup has been obtained; the method for the equilibrium activity determination of ^{16}N in the coolant and transport of the isotope in the primary circuit has been presented and justified; the transport time of the reference radionuclides from the parametric failure point in SG (tube crack and rupture, collector cover lifting, etc.) to the detection area has been obtained by using the developed analytical models, taking into account the processes of the mass and heat transfer in the secondary circuit; physical models of the reference nuclides' transport have been integrated into the model of the nuclear steam generating unit WWER-1000 of the RELAP5/MOD3.2 thermohydraulic software; a Geiger-Muller (G-M) counter model has been developed and validated on experimental data; a description of the experimental facility and obtained G-M counters' responses have been presented; the possibility to extend the detected energy ranges of the G-M counters beyond the device passport characteristics has been justified by the calculations, following the proposed method; the dependences of the detected gamma radiation in terms of ADR on the activity in the detection area for reference radionuclides, that correlate with the mass flow rate during PRISE accident, have been obtained by modeling the "source of ionizing radiation – main steam line – G-M counter" system.

The intermediate results of the calculations have been benchmarked with the experimental data that affirm the reliability of the obtained physical values using the developed models. Furthermore, the obtained dependences provide the possibility to reduce the calculation error of the ^{16}N formation rate in the coolant that changes during reactor campaign – fuel burnup.

Additionally, the developed analytical models and methods for calculating the transport of volatile and non-volatile radionuclides in the secondary circuit allow to consider the radioactive decay and dispersion of the ^{16}N isotopes considering the time of transport from the leakage place to the detection area – the defined section in the main steam line of SG.

The clarified and detailed model of the G-M counter allows reliably determining the dependence of the detector response on the activity of the radioactive sources in the wider energy range than declared by the manufacturer in the operational characteristics of the device. As a result, the detailed model of the G-M counter allows predicting the detector responses in places with the large number of spatial obstacles (for instance, detection area) from the primary photons and formed scattered energy spectrum.

The Third Chapter of the thesis contains the analysis of the possibility to identify the PRISE leakage using radiation detectors according to the conducted ADR calculations at the detection area. For this purpose, the dependences of the leakage mass flow rate during PRISE accident at WWER-1000 reactor unit for the different operating modes from 20 % to 100 % of the nominal operating level have been determined, considering the uncertainties of the location of the failure occurrence in SG, the isotope activities in the coolant, as well as the position of the devices in the detection area. Additionally, the combined uncertainty and justification of the mass flow rate detected limits that could be measured on the main steam lines by the system during the PRISE accident have been analyzed. Based on the results of the analysis concerning the possibility of the false identification of the non-affected SG as affected one, the mitigation measures have been developed.

The different types of detectors such as semiconductor, scintillation detectors and the gas-filled counters that could be used for the ASG identification have been analyzed. The analysis shows that the most effective indicator, considering the possible range of leakages in terms of mass flow rate, is the GIM-204 detection unit. Additionally, the method of the obtained information treatment from detection units, mounted on the adjacent main steam lines, has been proposed. The implementation of this approach provides prompt and reliable detection of ASG during the high leak rates, in

contradistinction to the current PRISE control systems. Finally, the recommendations have been formed for improving the layout, composition and setpoints for the launching automated algorithms of control and monitoring PRISE systems.

The Scientific Novelty of the obtained results is following:

1. The clarification of the calculated dependence of the ^{16}N production rate on the nuclear fuel burnup has been performed based on developed calculation model of the WWER-1000 reactor with detailed modeling of the water-containing volumes in the MCNP6.2 software. The obtained dependence correlates more reliably with the experimental data in contradistinction to the previously existing one.
2. The physical models for the volatile radionuclides transport determination in the secondary circuit receive the further development, which, in contradistinction to the existing ones, includes the radioactive decay and dispersion of the ^{16}N isotopes during transport from the point of leakage to the detection area inside the main steam line of SG, considering the passage via the boiling liquid layer.
3. The calculation G-M counter model of BDMG-04-02 has been improved, that provided the more reliable prediction of the dependence of the counter response on the activity of the radioactive source in the wider energy range, beyond the operational characteristics of the device.
4. For the first time, the complex of the state-of-the-art neutron-physical, thermohydraulic, and analytical calculations have been combined, to determine the leak rate using the radiation detectors, which provides the opportunity to estimate in detail the crosstalk effect and eliminates the possibility of the false identification of ASG when the PRISE accident occurs.

The Practical Value of the thesis consists of the developed method that can be used for the calculation analysis of the nuclear and radiation safety and analytical justification for the increasing operational safety level of Ukrainian NPPs with WWER-1000 reactors (for instance, choosing the setpoints for launching the automated PRISE control system, considering the existing crosstalk effects) by using it as the complex or individual specialized parts. The mentioned recommendations and the obtained results of the conducted research allows to implement of the PRISE emergency management

system in industrial and experimental operations. At the same time, the presented technical solutions regarding the arrangement of the main facilities of the system and proposed modifications in the operating principals inherent to the automated algorithm to control the PRISE accident ensure the absence of modes with the false ASG identification. Moreover, the developed method and presented main statements could be applied for adapting the automated algorithm to non-pilot NPPs with WWER reactors in Ukraine and abroad.

Key words: ^{16}N , burnup, coolant activation, crosstalk effect, Geiger-Muller counter, ionizing radiation detector, PRISE control system, registration efficiency, transport time, validation of the detector model, WWER-1000.

LIST OF APPLICANT'S PUBLICATION

The main scientific results of the thesis have been published in the following scientific articles:

1. **Yu. Fylonych**, V. Zaporozhan, O. Balashevskyi, V. Gerlyga and V. Tarasov, "Determination of the Affected Steam Generator during Primary-to-Secondary Leakage in WVER-1000 Using a Geiger-Muller Counter", *Nuclear and Radiation Safety*, vol. 88, no 4, pp. 31-38, 2020, doi: 10.32918/nrs.2020.4(88).04.

URL: <https://nuclear-journal.com/index.php/journal/article/view/679/561>.

2. **Yu. Fylonych**, V. Zaporozhan, O. Balashevskyi and K. Merkotan, "Analysis of the influence of nuclear fuel burnup on the ^{16}N formation rate in the primary coolant circuit of WVER-1000 reactor", *Nuclear Physics and Atomic Energy*, vol. 22, no 1, pp. 48-55, 2021, doi: 10.15407/jnpae2021.01.048.

URL: http://jnpae.kinr.kiev.ua/22.1/Articles_PDF/jnpae-2021-22-0048-Fylonych.pdf.

3. **Yu. Fylonych**, V. Zaporozhan and O. Balashevskyi, "Validation of the Geiger-Muller counter model of BDMG-04-02 using the Monte-Carlo technique", *Problems of Atomic Science and Technology*, vol. 136, no 6, pp. 149-154, 2021, doi: 10.46813/2021-136-149.

URL: https://vant.kipt.kharkov.ua/ARTICLE/VANT_2021_6/article_2021_6_149.pdf.

4. **Yu. Fylonych**, Yu. Komarov and V. Gerlyga, "Influence of the crosstalk effect on the correct determination of the affected SG during PRISE accident in VVER-1000", *Nuclear and Radiation Safety*, vol. 97, no 1, pp. 58-66, 2023, doi: 10.32918/nrs.2023.1(97).07.

URL: <https://nuclear-journal.com/index.php/journal/article/view/967>.

Scientific works that certify the approbation of the dissertation materials:

1. **Yu. Fylonych**, A. Ksondzyk, K. Merkotan and V. Tarasov, "Development and validation of models for reactor units of Ukrainian NPPs using MCNP software", in *Mater. 6th Int. Scient. and Pract. Conf. Safety and efficiency of nuclear energy*, Odesa, Ukraine, Sept. 4-6, 2018.

2. **Yu. Fylonych** and Yu. Komarov, "Justification of the setting for launching of the accident management system "Primary-to-secondary leakage" of the VVER-1000 reactor units", in *Proc. 4th Int. Conf. Prospects for the Implementation of Innovations*

in *Nuclear Energy*, Kyiv, Ukraine, Sept. 30, 2022,. pp. 12-13.
URL: <https://www.ispnpp.kiev.ua/wp-content/uploads/2022/10/zbirnyk-tez-IV.pdf>.

3. **Yu. Fylonych**, Yu. Komarov and V. Zaporozhan, “Influence of the crosstalk effect on the correct determination of the affected SG during primary-to-secondary leakage in the VVER-1000 reactor units”, in *Proc. 16th Int. Scien. and Techn. Conf. for Professionals and Young Scientists Problems of Modern Nuclear Energy*, Netishyn, Ukraine, November 16-18, 2022, pp. 75-76.
URL: https://ukrns.org/images/activity/2022/2022_11_21/Abstracts_of_the_Conference_Problems_of_Modern_Nuclear_Energy.pdf.

4. **Yu. Fylonych**, K. Merkotan, A. Ksondzyk and V. Zaporozhan, “Analysis of nuclear fuel burnup of VVER-1000 reactors using MCNP6”, in *Proc. 16th Int. Scien. and Techn. Conf. for Professionals and Young Scientists Problems of Modern Nuclear Energy*, Netishyn, Ukraine, November 16-18, 2022, pp. 74-75.
URL: https://ukrns.org/images/activity/2022/2022_11_21/Abstracts_of_the_Conference_Problems_of_Modern_Nuclear_Energy.pdf.