

Київський національний університет будівництва і архітектури
Міністерство освіти і науки України
Київський національний університет будівництва і архітектури
Міністерство освіти і науки України

Кваліфікаційна наукова
праця на правах рукопису

ЦИБИТОВСЬКИЙ СЕРГІЙ ЮРІЙОВИЧ

УДК 621.311.256:621.039.58

ДИСЕРТАЦІЯ
ПІДВИЩЕННЯ ЕКОЛОГІЧНОЇ БЕЗПЕКИ ДЕЦЕНТРАЛІЗОВАНОЇ
ЕНЕРГЕТИКИ ЗАДЛЯ СТАЛОГО РОЗВИТКУ МІСТ

183 – технології захисту навколишнього середовища

Галузь знань 18 – виробництво та технології

Подається на здобуття наукового ступеня доктора філософії

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

Сергій ЦИБИТОВСЬКИЙ

Наукова керівниця – **Ткаченко Тетяна Миколаївна**,
докторка технічних наук, професорка

Київ – 2026

АНОТАЦІЯ

Цибитовський С. Ю. Підвищення екологічної безпеки децентралізованої енергетики задля сталого розвитку міст. – Кваліфікаційна наукова праця на правах рукопису.

Дисертація на здобуття наукового ступеня доктора філософії за спеціальністю 183 – технології захисту навколишнього середовища (18 – виробництво та технології). – Київський національний університет будівництва і архітектури, Київ, 2026.

Дисертацію присвячено вирішенню важливої науково-технічної задачі забезпечення екологічної безпеки та надійності децентралізованого енергогенерування в умовах військових і терористичних загроз.

Яке показав досвід війни росії проти України, розпочатої у 2014 р., споруди централізованого генерування енергії є привабливою мішенню для ворога, який веде терористичну війну з метою зламати волю нації до існування. Використання відновлюваних джерел енергії пов'язано з проблемою нестабільного їхнього надходження, що вимагає обов'язкових маневрових потужностей. Такими децентралізованими потужностями можуть бути модульні ко/тригенераційні установки, які працюють на як на природному газі чи біометані, так і на газах з умістом метану від 25...30 %, наприклад біогазі. При використанні природного газу виділяється значна кількість вуглекислого газу, що сприяє парниковому ефекту.

Місце ядерної енергетики в системі джерел енергії визначено шляхом створення тривимірної класифікації цих джерел за впливом на кліматичні зміни, доступністю та режимом надходження. Ядерна енергія посідає особливе місце як «вихідне джерело» для практично всіх джерел енергії, а також як єдине викопне безвуглецеве джерело.

Для постійних та плавнозмінних енергетичних потреб ефективним і екологічним джерелом енергії є сучасні ядерні енергетичні реакторні установки

ЯЕРУ з малими модульними реакторами (ММР), які входять до найактуальніших питань розвитку сучасної ядерної енергетики України і світу.

Перспективним шляхом декарбонізування енергетики на базі теплових електростанцій є перехід до атомних станцій малої потужності (АСМП) для постачання теплоти до міських теплових мереж. Виникає технологічна необхідність в удосконаленні схем теплопостачання для підвищення рівня їх ефективності, безпеки та екологічності. Тому в роботі доведено доцільність використання теплофікаційного режиму АСМП для теплопостачання міст шляхом нагрівання мережевої води парою від турбіни ТЕС. Наведено співвідношення електричної та теплової потужності атомної теплоелектроцентралі. При цьому встановлено перевагу використання теплового насоса, який при однаковій тепловій потужності забезпечує вдвічі більшу електричну потужність. Оскільки теплота в цих режимах постачається з різним потенціалом, для порівняння цих варіантів був використаний ексергетичний коефіцієнт корисної дії (ЕККД). Для підвищення потужності теплопостачання запропоновано вдосконалену схему з використанням підігрівача високого тиску у проти тисковому режимі та з догріванням мережевої води гострою парою. Показано, що теплопостачання від АСМП є ефективним та екологічним навіть у разі значної віддаленості теплоспоживачів. Також у роботі розглянуто вибирання черговості вжиття заходів на прикладі Києва. Показано, що в першу чергу слід модернізувати теплопостачання районів, які живляться від пошкодженої інфраструктури, у другу – зі зношеною інфраструктурою, а залежні від електропостачання насосів райони вже забезпечені генераторами.

Для зниження собівартості ядерної енергії в роботі також розглядається система герметичного огороження (СГО) яка є останнім бар'єром на шляху виходу радіоактивних речовин до довкілля в разі аварії на АЕС. У процесі експлуатації після кожного перевантаження ядерного палива проводиться випробування цієї системи на можливість виконати свої функції через визначення інтегрального витікання, значення якого має не перевершувати нормативного.

Випробування проводяться при надлишковому тиску в СГО рівному 0,72 бар, що досягається нагнітанням повітря компресором. У роботі розглянуто можливість використання ежектора для прискорення процесу нагнітання повітря, що позитивно впливає на техніко-економічні показники енергоблоку АЕС завдяки збільшенню кількості виробленої електроенергії, що дуже важливо саме сьогодні, коли АЕС забезпечують максимальну частку виробленої електроенергії в країні. У попередніх роботах була проведена оцінка використання ежектора для цієї мети, але в них не було враховано необхідність встановлення фільтрів на потоці повітря, що підсмоктується. До того ж були використані чисельні методи, що мають похибку. У представленій роботі використовується математичний апарат, який дозволяє отримати більш точний результат. Отриманий розрахунковий час нагнітання компресором збігається з реальним часом нагнітання для енергоблоків Рівненської АЕС. Визначено також конструктивні вимоги до ежектора, що забезпечує мінімальний час нагнітання. Оптимальний модуль ежектора, тобто відношення площі поперечного перерізу циліндричної камери змішування до площі критичного перерізу сопла робочого повітря, дорівнює 8,6. При цьому час нагнітання зменшується на 38,8 %. Повітря, що підсмоктується, має очищатися від пилу та вологи. Відповідні фільтри мають загальний аеродинамічний опір 0,2 бар. Наявності цих повітряних фільтрів повітря незначно знижує ефективність використання ежектора. Остаточний час нагнітання повітря з використанням ежектора дорівнює 2,56 години, що на 35,5 % скорочує час нагнітання повітря для проведення випробувань.

Усі види безпеки ядерної енергетики визначаються інженерно-фізичними та науково-технічними рішеннями, які закладаються в конструкції ЯЕРУ в процесі їх проектування а також від методів і технологій зберігання, перероблення, поводження з відпрацьованим ядерним паливом (ВЯП). При цьому повинна забезпечуватися гарантована комплексна ядерно-екологічна безпека ЯЕРУ за будь яких умов експлуатації.

Крім виробництва енергії кожна ЯЕРУ виробляє ВЯП та інші небезпечні рідкі та тверді радіоактивні відходи. Крім цього на різних ланках ядерного паливного енергетичного циклу також утворюються відвали породи після виробництва жовтого кеку; відвали збідненого урану утворювані в результаті збагачення ядерного палива; відходи після перероблення ВЯП на радіохімічних комбінатах і навіть самі АЕС стають відходами після закінчення терміну їх експлуатації та їх ліквідації. При цьому, навіть якщо якась країна відмовляється від власної ядерної енергетики і закриває усі свої АЕС, то увесь комплекс ядерної спадщини разом з зупиненими АЕС залишається практично вічною спадщиною яка потребує складного та дорогого поводження з нею. Екологічна ситуація з ядерним паливом помітно ускладнюється через відсутність екологічно чистих і безпечних технологій його економічно вигідного та екологічно чистого перероблення й безпечного фінішного управління відходами. При цьому ВЯП не є відходами у класичному їхньому визначенні та розумінні.

У даній роботі ВЯП визначаються як цінна вторинна енергетична сировина. У роботі отримано висновок про те, що подальший, соціально прийнятний та гарантовано безпечний розвиток світової ядерної енергетики можливий лише за умови абсолютного пріоритету ядерно-екологічної безпеки всього ядерного паливного циклу (ЯПЦ). У зв'язку з цим для вирішення складних екологічних проблем, пов'язаних з ВЯП, пропонується нова технологія покоління G5 на базі ядерних енергетичних реакторів фронтального нейтронно-ядерного горіння з внутрішньо реакторним ядерним паливним циклом.

В роботі запропоновано використання модернізованої установки «Плазмон-3М», для проміжного оброблення радіоактивних відходів, шляхом їхньої деструкції під дією високотемпературного плазмового факелу, утворюваного генератором плазми постійного струму ПУН-1, а також її головні експлуатаційні характеристики. У як плазмоутворювальні гази для установки можна застосовувати повітря, азот, аргон, гелій та інші гази. У роботі досліджено

переваги застосування високотемпературної плазмохімічної технології, що роблять цю технологію, з точки зору її екологічної безпеки, поза конкурентною.

Практичне значення отриманих результатів. Розроблені технологічні схеми залучення малих модульних реакторів для модернізування теплових електростанцій, а також управління ядерними відходами дозволяють ефективно та екологічно безпечно виробляти теплоту для більшого децентралізування та декарбонізування теплопостачання міст з максимальним повторним використанням відходів, що особливо актуально в умовах військових загроз, екоциду та нестачі енергетичних ресурсів.

Розроблена класифікація джерел енергії дозволяє підвищити якість навчання фахівців галузей будівництва, енергетики, транспорту та інших енергозалежних галузей.

Основні положення і результати проведених досліджень впроваджено і застосовано в діяльності ТОВ «Експертний центр» і ФГ «Енергія-1».

Наукова новизна отриманих результатів:

удосконалено:

- класифікацію джерел енергії, що дозволяє врахувати різні фактори, які впливають на зміни клімату;
- математичну модель ежекторної установки задля підвищення точності та обчислювальної ефективності;

набули подальшого розвитку:

- наукові основи модернізування енергетичних установок, що дозволяє залучити малі модульні реактори до децентралізованого теплопостачання міст.

Ключові слова: ядерна енергетика, атомна електростанція, ядерна енергетична реакторна установка, відпрацьоване ядерне паливо, ядерно-екологічна безпека, радіоактивні відходи, малий модульний реактор, атомні станції малої потужності, теплофікаційний режим, герметичне огороження, ежектор, плазмодугова установка, радіоактивні відходи.

ABSTRACT

Tsybytovskiy S. Improving the environmental safety of decentralised energy for the sustainable development of cities. – Qualification scientific work in the form of a manuscript.

The dissertation is devoted to solving an important scientific and technical problem of ensuring environmental safety and reliability of decentralized energy generation in conditions of military and terrorist threats.

As the experience of Russia's war against Ukraine, which began in 2014, has shown, centralized energy generation facilities are an attractive target for the enemy, which is waging a terrorist war in order to break the nation's will to exist. The use of renewable energy sources is associated with the problem of their unstable supply, which requires mandatory manoeuvring capacities. Such decentralized capacities can be modular co/trigeneration plants that operate on both natural gas or biomethane, and gases with a methane content of 25...30%, for example, biogas. When using natural gas, a significant amount of carbon dioxide is released, which contributes to the greenhouse effect.

The place of nuclear energy in the system of energy sources is determined by creating a three-dimensional classification of these sources by their impact on climate change, availability and supply regime. Nuclear energy occupies a special place as a “source source” for almost all energy sources, as well as the only fossil carbon-free source.

For constant and smoothly changing energy needs, an effective and environmentally friendly source of energy is modern nuclear power reactor plants (NPPs) with small modular reactors (SMRs), which are among the most pressing issues in the development of modern nuclear power in Ukraine and the world.

A promising way to decarbonize the energy sector based on thermal power plants is the transition to small-capacity nuclear power plants (SNPs) to supply heat to urban heating networks. There is a technological need to improve heat supply schemes to

increase their efficiency, safety and environmental friendliness. Therefore, the paper proves the feasibility of using the heat-generating mode of the SNPs for heat supply of cities by heating the network water with steam from the TPP turbine. The ratio of the electric and thermal power of a nuclear thermal power plant is given. At the same time, the advantage of using a heat pump is established, which, with the same thermal power, provides twice as much electric power. Since heat in these modes is supplied with different potentials, the exergy efficiency coefficient (EFC) was used to compare these options. To increase the heat supply capacity, an improved scheme is proposed using a high-pressure heater in the counter-pressure mode and with reheating of network water with hot steam. It is shown that heat supply from SNP is effective and environmentally friendly even in the case of significant remoteness of heat consumers. The paper also considers the selection of the order of taking measures using the example of Kyiv. It is shown that first of all, it is necessary to modernize the heat supply of areas that are powered by damaged infrastructure, secondly, with worn-out infrastructure, and areas dependent on pump power supply are already provided with generators.

To reduce the cost of nuclear energy, the work also considers the containment system (CS), which is the last barrier to the release of radioactive substances into the environment in the event of an accident at a nuclear power plant. During operation, after each reloading of nuclear fuel, this system is tested for its ability to perform its functions by determining the integral leakage, the value of which should not exceed the standard. The tests are carried out at an excess pressure in the CS of 0.72 bar, which is achieved by pumping air with a compressor. The work considers the possibility of using an ejector to accelerate the air injection process, which has a positive effect on the technical and economic indicators of the NPP power unit due to an increase in the amount of electricity generated, which is very important today, when nuclear power plants provide the maximum share of electricity generated in the country. In previous works, the use of an ejector for this purpose was assessed, but they did not take into account the need to install filters on the sucked-in air flow. In addition, numerical methods were used, which have an error. The presented work uses a mathematical

apparatus that allows you to obtain a more accurate result. The calculated injection time by the compressor coincides with the real injection time for the power units of the Rivne NPP. The design requirements for the ejector, which ensures the minimum injection time, were also determined. The optimal ejector module, i.e. the ratio of the cross-sectional area of the cylindrical mixing chamber to the critical cross-sectional area of the working air nozzle, is 8.6. In this case, the injection time is reduced by 38.8%. The sucked-in air must be cleaned of dust and moisture. The corresponding filters have a total aerodynamic resistance of 0.2 bar. The presence of these air filters slightly reduces the efficiency of using the ejector.

The final air injection time using the ejector is 2.56 hours, which reduces the air injection time for testing by 35.5%.

All types of nuclear power safety are determined by engineering, physical and scientific and technical solutions that are embedded in the design of the NPP during their design, as well as by the methods and technologies of storage, reprocessing, and handling of spent nuclear fuel (SNF). At the same time, guaranteed comprehensive nuclear and environmental safety of the NPP must be ensured under any operating conditions.

In addition to energy production, each NPP produces SNF and other hazardous liquid and solid radioactive waste. In addition, at various stages of the nuclear fuel energy cycle, rock dumps are also formed after the production of yellow cake; depleted uranium dumps formed as a result of nuclear fuel enrichment; waste after spent fuel reprocessing at radiochemical plants and even nuclear power plants themselves become waste after the end of their service life and their liquidation. At the same time, even if a country abandons its own nuclear power industry and closes all its nuclear power plants, the entire complex of nuclear heritage, together with the stopped nuclear power plants, remains an almost eternal heritage that requires complex and expensive handling. The environmental situation with nuclear fuel is noticeably complicated due to the lack of environmentally friendly and safe technologies for its economically profitable and environmentally friendly reprocessing and safe final waste management. At the same

time, spent fuel is not waste in its classical definition and understanding. In this work, spent fuel is defined as a valuable secondary energy raw material. The work concludes that further, socially acceptable and guaranteed safe development of world nuclear power is possible only under the condition of absolute priority of nuclear and environmental safety of the entire nuclear fuel cycle (NFC). In this regard, to solve complex environmental problems associated with spent fuel, a new generation G5 technology is proposed based on nuclear power reactors of frontal neutron-nuclear combustion with an internal reactor nuclear fuel cycle.

The paper proposes the use of a modernized installation "Plasmon-3M" for intermediate processing of radioactive waste by their destruction under the action of a high-temperature plasma torch formed by a direct current plasma generator PUN-1, as well as its main operational characteristics. Air, nitrogen, argon, helium and other gases can be used as plasma-forming gases for the installation. The paper investigates the advantages of using high-temperature plasma-chemical technology, which make this technology, from the point of view of its environmental safety, uncompetitive.

The practical significance of the results obtained. The developed technological schemes for involving small modular reactors for the modernization of thermal power plants, as well as nuclear waste management, allow for efficient and environmentally safe production of heat for greater decentralization and decarbonization of urban heat supply with maximum reuse of waste, which is especially relevant in conditions of military threats, ecocide and lack of energy resources.

The developed classification of energy sources allows for improving the quality of training of specialists in the construction, energy, transport and other energy-dependent industries.

The main provisions and results of the conducted research have been implemented and applied in the activities of LLC "Expert Center" and FE "Energy-1".

Scientific novelty of the obtained results:

improved:

- classification of energy sources, which allows taking into account various factors that affect climate change;
- mathematical model of the ejector installation to increase accuracy and computational efficiency;

further developed:

- scientific foundations of modernization of power plants, which allows to involve small modular reactors in decentralized heat supply of cities.

Keywords: nuclear power, nuclear power plant, nuclear power reactor plant, spent nuclear fuel, nuclear environmental safety, radioactive waste, small modular reactor, low-power nuclear power plants, heat-fixing mode, hermetic enclosure, ejector, plasma arc plant, radioactive waste.

СПИСОК ОПУБЛІКОВАНИХ ПРАЦЬ ЗА ТЕМОЮ ДИСЕРТАЦІЇ

Наукові праці, у яких опубліковані основні наукові результати дисертації

1. Surkov S., Kravchenko V., Korduba I., Golovchenko A., Butenko O., Tsybytovskiy S., Trach Y. Use of an ejector to reduce the time of air injection during testing of the containment system at nuclear power plants. *Scientific Review Engineering and Environmental Sciences*, Vol. 33, No. 4, 2024. P. 401–418. <https://doi.org/10.22630/srees.9956> (Scopus, Q3).

Особистий внесок здобувача полягає в теоретичному описі системи випробувань з ежекторами.

2. **Цибитовський С.** Моделювання ежектора в системі випробування герметичності об'єктів підвищеної небезпеки. *Вентиляція, освітлення та теплогазопостачання*, Вип. 56, 2026. С. 131–152. <https://doi.org/10.32347/2409-2606.2026.56.131-152>

3. Ващенко В., Кордуба І., **Цибитовський С.** Ядерно-екологічна безпека зберігання відпрацьованого ядерного палива та поводження з ним. *Техніка будівництва*, No. 41, 2024. P. 128–141. <https://doi.org/10.32347/tb.2024-41.0415>

Особистий внесок здобувача полягає в аналізі літературних джерел та офіційної інформації щодо стану питання зберігання відпрацьованого ядерного палива в Україні.

Наукові праці, які засвідчують апробацію матеріалів дисертації:

4. Tsybytovskiy S., Tkachenko T. Speeding Up the Tightness Testing of High-Risk Facilities Using the Absolute Pressure Method. V *International Scientific and Practical Conference «Green Construction» 20-21 May 2026, Kyiv*. P. 346-349. https://www.researchgate.net/publication/407139148_Materiali_V_Miznarodnoi_naukovo-prakticnoi_konferencii_Green_Construction_Zelene_budivnictvo_20-21_travna_2026_roku

Особистий внесок здобувача полягає в моделюванні течій в ежекторі методами обчислювальної гідродинаміки.

5. Волошкіна О.С., Кордуба І.Б., Жукова О.Г., **Цибитовський С.Ю.** Оцінка впливу існуючих систем охолодження атомних реакторів на екологічну безпеку України в умовах кліматичних змін. *II Міжнародна науково-практична конференція «Зелене будівництво» 13-14 квітня 2023, м. Київ. с. 427-431.* https://www.knuba.edu.ua/wp-content/uploads/2023/04/materialy-konferencziyi_zelene-budivnycztvo_2023.pdf

Особистий внесок здобувача полягає в аналізі впливу АЕС на довкілля з утворенням теплового острова.

Наукові праці, які додатково відображають матеріали дисертації:

6. Kravchenko V., Kozlov I., Vashchenko V., Korduba I., Overchenko A., **Tsybytovskyi S.** Increasing the Efficiency and Level of Environmental Safety of Pro-Environmental City Heat Supply Technologies by Low Power Nuclear Plants. *World Journal of Nuclear Science and Technology*, Vol. 14, No. 2, 2024. P. 107-117. <https://doi.org/10.4236/wjnst.2024.142006>

Особистий внесок здобувача полягає в теоретичному описі теплової електростанції, модернізованої до атомної в теплофікаційному режимі з малим модульним реактором.

7. Vashchenko V., Korduba I., Nancy Mahmoud Al Saeed Hafez, Nehoda N., **Tsybytovskyi S.** Engineering and Physical Bases of Development and Creation of Plasmochemical Reactors for Mobile Facilities for Medical Waste Disposal. *Open Journal of Ecology*. Vol. 14, №9, 2024. Article No. 37. P. 651-662. <https://doi.org/10.4236/oje.2024.149037>

Особистий внесок здобувача полягає в участі в розробленні технологічної схеми плазмохімічного реактора, який може бути пристосований до утилізування нітрату уранілу.

8. Vashchenko V., Korduba I., al Saeed Hafez N.M., Nehoda N., **Tsybytovskyi S.**, Trach Y. Engineering and physical bases and environmental safety of plasmochemical disposal of hazardous medical waste. *Acta Scientiarum*

Polonorum. Architectura. Vol. 24, 2025. P. 16-27.

<https://doi.org/10.22630/ASPA.2025.24.2>

Особистий внесок здобувача полягає в аналізі досвіду створення плазмохімічних установок та участі у створенні технологічних схем.

Публікації. За матеріалами дисертації опубліковано вісім друкованих наукових праць, зокрема одна стаття в іноземному виданні в наукометричній базі даних Scopus квартилю Q3, дві у фахових виданнях України категорії Б, серед яких одна одноосібна та одна з трьома співавторами, а також дві тези доповідей на міжнародних науково-практичних конференціях.

ЗМІСТ

ПЕРЕЛІК СКОРОЧЕНЬ.....	18
ВСТУП	20
РОЗДІЛ 1 ПІДВИЩЕННЯ ЕКОЛОГІЧНОЇ БЕЗПЕКИ ТА ЕФЕКТИВНОСТІ ТЕПЛОПОСТАЧАННЯ МІСТ ВІД АТОМНИХ ЕЛЕКТРОСТАНЦІЙ МАЛОЇ ПОТУЖНОСТІ.....	25
1.1 Підвищення ефективності та екологічної безпеки теплопостачання атомними станціями малої потужності з малими модульними реакторами.....	26
1.2 Ядерно-екологічна безпека зберігання відпрацьованого ядерного палива від малих модульних реакторів та поводження з ним.....	29
1.3 Особливості виробництва та накопичення ВЯП малими модульними реакторами (ММР) для впровадження в ядерну енергетику України.....	38
1.4 Можливості застосування плазмових технологій для управління рідкими радіоактивними відходами.....	46
1.5 Технологічні особливості плазмохімічного оброблення відходів у високотемпературних плазмових дугах у середовищах з дефіцитом кисню.....	49
1.6 Висновки до розділу 1.....	57
РОЗДІЛ 2 МІСЦЕ ЯДЕРНОЇ ЕНЕРГЕТИКИ У СИСТЕМІ ДЖЕРЕЛ ЕНЕРГІЇ.....	59
2.1 Тривимірне класифікування джерел енергії.....	59
2.2 Характеристика джерел енергії.....	62
2.3 Висновки до розділу 2.....	68

РОЗДІЛ 3	ВИКОРИСТАННЯ МАЛИХ МОДУЛЬНИХ РЕАКТОРІВ ДЛЯ МОДЕРНІЗУВАННЯ НАЯВНИХ ТЕПЛОВИХ ЕЛЕКТРОСТАНЦІЙ ДО ДЖЕРЕЛ ЕНЕРГІЇ З ЧИСТИМ НУЛЕМ ВИКИДІВ ПАРНИКОВИХ ГАЗІВ.....	69
3.1	Застосування схеми з використанням підігрівача високого тиску	69
3.2	Оцінювання можливості підвищити ефективність атомних станцій малої потужності тепловими насосами.....	74
3.3	Аналіз першочергових потреб у теплопостачанні на прикладі м. Києва.....	78
3.4	Висновки до розділу 3.....	80
РОЗДІЛ 4	ТЕОРЕТИЧНІ ДОСЛІДЖЕННЯ ПРИШВИДШЕННЯ ВИПРОБУВАННЯ СИСТЕМИ ГЕРМЕТИЧНОГО ОГОРОДЖЕННЯ МЕТОДОМ АБСОЛЮТНОГО ТИСКУ.....	81
4.1	Основи методу абсолютного тиску для випробування герметичності.....	81
4.2	Базовий режим – робота компресора без ежектора.....	83
4.3	Аналітичне моделювання ежектора.....	86
4.4	Динаміка процесу нагнітання повітря до СГО.....	95
4.5	Вплив додаткових опорів.....	96
4.6	Моделювання ежектора методами обчислювальної гідродинаміки.....	100
4.7	Висновки до розділу 3.....	108
РОЗДІЛ 5	МОДЕРНІЗУВАННЯ ПЛАЗМОХІМІЧНОЇ УСТАНОВКИ ПОСТІЙНОГО СТРУМУ ДЛЯ ПЕРЕРОБЛАННЯ РОЗЧИНУ НІТРАТУ УРАНІЛУ.....	109
5.1	Удосконалення процесу плазмового перероблення нітрату уранілу з повторним використанням урану.....	109
5.2	Особливості технологічного процесу.....	111
5.3	Удосконалення технологічного процесу.....	116

5.4	Промислові випробування запропонованого способу перероблення радіоактивних відходів.....	121
5.5	Висновки до розділу 4.....	123
	ЗАГАЛЬНІ ВИСНОВКИ.....	124
	СПИСОК ВИКОРИСТАНИХ ДЖЕРЕЛ.....	126
	ДОДАТКИ.....	136
	ДОДАТОК А СПИСОК ОПУБЛІКОВАНИХ ПРАЦЬ ЗА ТЕМОЮ ДИСЕРТАЦІЇ.....	137
	ДОДАТОК Б ВПРОВАДЖЕННЯ РЕЗУЛЬТАТІВ РОБОТИ.....	140

ПЕРЕЛІК СКОРОЧЕНЬ

АЕС	– атомна електростанція;
АЗР	– активна зона реактора;
АСМП	– атомна станція малої потужності;
ВВЕР	– водо-водяний енергетичний реактор;
ВОЯП	– відпрацьоване опромінене ядерне паливо;
ВЯП	– відпрацьоване ядерне паливо;
ЗАЕС	– Запорізька атомна електростанція;
ММР	– малий модульний реактор;
МОКС паливо	– альтернатива низькозбагаченому урановому паливу в легководних реакторах;
МПСК	– модернізована стратегія керування аваріями;
НВДЕ	– нетрадиційні відновлювальні джерела енергії;
НЗУ	– низько збагачений уран;
НПС	– навколишнє природне середовище;
ОЕСР	– Організація економічного співробітництва та розвитку;
ПРН	– природні радіонукліди;
ПСК	– проєктна стратегія керування аваріями;
РАВ	– радіоактивні відходи;
РРАВ	– рідкі радіоактивні відходи;
СВЯП	– сховище відпрацьованого ядерного палива
ТВЕЛ	– тепловидільний елемент;
ТВЗ	– тепловидільна збірка;
ТЕС	– теплова електростанція;
ТФУ	– теплофікаційна установка
ЦСВЯП	– централізоване сховище відпрацьованого ядерного палива
ЧАЕС	– Чорнобильська атомна електростанція;

ЧЗВ	– Чорнобильська зона відчуження;
ЯЕБ	– ядерно-екологічна безпека;
ЯЕРУ	– ядерно-енергетична реакторна установка;
ЯПЦ	– ядерно-паливний цикл
INES	– Міжнародна шкала ядерних подій;
LWR	– реактор на легкій воді.

ВСТУП

Обґрунтування вибору теми дослідження. У світі в стані експлуатації знаходиться 442 ядерних енергетичних реактори. З них 15 реакторів типу ВВЕР на теплових нейтронах в Україні. Планується також широке впровадження малих модульних реакторів (ММР) у світі і в Україні для заміни викопного вугільного палива на теплових електростанціях (ТЕС).

Актуальною задачею наявної та майбутньої ядерної енергетики є забезпечення екологічної та експлуатаційної безпеки роботи ядерних енергетичних реакторних установок (ЯЕРУ) на АЕС світу. На сьогодні ця проблема вирішується застосуванням глибокого ешелонованого захисту та розвитком широкого протиаварійного комплексу методів, і засобів для ефективного контролю роботи активних зон реакторів.

Однак, незважаючи на це, екологічна небезпека наявного світового парку ядерних реакторів періодично проявляється в результаті виникнення важких запроектованих ядерно-екологічних аварій з розплавленням активної зони та корпусу ядерного реактора та небезпечних викидів великої кількості небезпечних для всього живого радіоактивних речовин, що вражають світову спільноту.

Збитки, завдані всіма екологічними аваріями та катастрофами на АЕС за весь час їхньої роботи, становлять більше як трильйон доларів США. А наслідки ядерних катастроф відчутні сотні тисяч років.

У результаті аналізу факторів, що визначають розвиток усього комплексу підприємств ядерного паливного циклу для ядерної енергетики (екологічних, економічних, соціально-демографічних, медичних, політичних та ін.) за останні 15-20 років сформувалася думка, згідно з якою вирішальне значення для існування ядерної енергетики повинен мати екологічний фактор. Тому сучасний стан всього комплексу фізико-технічного й технологічного наповнення ядерної енергетики світу, зокрема України, вимагає здійснювати пошук нових технологічних концепцій та фізико-технічних принципів для створення

принципово нових ядерних реакторних технологій з абсолютним пріоритетом екологічної та ядерної безпеки й нечутливих до людського фактору та до воєнних і терористичних загроз. З огляду на таку ситуацію у світі ведуться розробки, так званих, модульних великих, як-от AP-1000, та малих ядерних реакторів (ММР) типу МР-160 які розглядаються для впровадження в Україні.

У разі широкого впровадження ММР в експлуатацію на українських ТЕС важливою технологічною проблемою, яка на сьогодні не має свого закінченого однозначного вирішення, є сумісність їх роботи з наявними на ТЕС парогенераторами для виробництва тепла з метою його подачі до тепломереж великих міст та на турбоелектрогенератори для високоефективного виробництва електроенергії. При цьому АЕС МП повинні мати можливість гнучкого управління режимами їх роботи в різні сезони року.

Створення таких атомних електростанцій малої потужності (АЕС МП) на базі нових ММР та добудова двох великих ядерних енергетичних установок (ЯЕРУ) типу AP-1000 значно збільшить обсяг виробництва та накопичення опроміненого відпрацьованого ядерного палива (ВЯП) та інших небезпечних радіоактивних відходів (РАВ) з різними рівнями радіоактивності. При цьому у всьому світі, як і в Україні, на сьогодні відсутні будь які технології, які б давали повну й абсолютну гарантію ядерно-екологічної безпеки ВЯП на всіх етапах повного промислового циклу палива в процесах збагачення, «спалювання», зберігання, поводження з ним, перероблення та його „довічної“ фінішної ізоляції від біосфери. Така ситуація робить украй актуальними всі дослідження, що стосуються розроблення, створення та впровадження таких нових технологій.

Отже, декарбонізування та підвищення екологічності енергетики шляхом упровадження безпечних ядерних енергетичних установок малої потужності та підвищення безпеки управління радіоактивними відходами є важливою науково-прикладною задачею.

Зв'язок роботи з науковими програмами, планами, темами.
Дисертаційна робота виконувалася відповідно до завдань Міністерства освіти і

науки України, згідно з міжгалузевим планом ДП НАЕК «Енергоатом» і ДІЯРУ з урахуванням уроків великої запроєктної аварії на АЕС Фукусіма-1, результатів стрес-тестів та згідно з Комплексною (зведеною) програмою підвищення безпеки АЕС України. Робота безпосередньо пов'язана з планами держбюджетної тематики Київського Національного університету будівництва і архітектури на замовлення Міністерства науки і освіти України (№ державної реєстрації 0117U003297, 0123U104372).

Мета роботи декарбонізувати та підвищити екологічність енергетики шляхом упровадження ядерних енергетичних установок малої потужності та підвищення безпеки управління радіоактивними відходами

Завдання дослідження:

- на підставі аналізу літературних джерел виявити переваги та проблеми екологічної безпеки атомних електростанцій малої потужності;
- шляхом класифікування джерел енергії визначити місце ядерної енергетики в системі світового енергопостачання;
- розробити схему та математичні моделі варіантів модернізування наявних теплоелектроцентралей до атомних електростанцій малої потужності з чистим нулем викидів парникових газів та обґрунтувати доцільні рішення щодо такого модернізування;
- створити математичну модель установки без та з ежектором для пришвидшення випробувань системи герметичного огороження за методом абсолютного тиску, на підставі якої оцінити зменшення тривалості випробувань задля зниження вартості ядерної енергетики;
- модернізувати плазмохімічну установку для переробляння відходу ядерної енергетики нітрату уранілу з поверненням урану до паливного циклу та одержання азотної кислоти для хімічної промисловості

Об'єкт досліджень – процеси в ядерних енергетичних реакторних установках та при управлінні ядерними відходами, які визначають ядерно-екологічну безпеку.

Предмет досліджень – забезпечення ядерно-екологічної безпеки та ефективності децентралізованої енергетики шляхом ефективного використання малих модульних реакторів та плазмових технологій управління відходами.

Методи досліджень. Під час виконання досліджень було застосовано критичний аналіз літературних джерел та наявної на ринку продукції, теоретико-концептуальний підхід до класифікування джерел енергії, математичне моделювання на підставі відомих і апробованих рівнянь гідроаеродинаміки дозвукових та надзвукових течій, зокрема k - ϵ моделі турбулентних течій, а також промислові випробування плазмохімічних установок.

Наукова новизна отриманих результатів:

удосконалено:

- класифікацію джерел енергії, що дозволяє врахувати різні фактори, які впливають на зміни клімату;
- математичну модель ежекторної установки задля підвищення точності та обчислювальної ефективності;

набули подальшого розвитку:

- наукові основи модернізування енергетичних установок, що дозволяє залучити малі модульні реактори до децентралізованого теплопостачання міст.

Практичне значення одержаних результатів. Розроблені технологічні схеми залучення малих модульних реакторів для модернізування теплових електростанцій, а також управління ядерними відходами дозволяють ефективно та екологічно безпечно виробляти теплоту для більшого децентралізування та декарбонізування теплопостачання міст з максимальним повторним використанням відходів, що особливо актуально в умовах військових загроз, екоциду та нестачі енергетичних ресурсів.

Розроблена класифікація джерел енергії дозволяє підвищити якість навчання фахівців галузей будівництва, енергетики, транспорту та інших енергозалежних галузей.

Основні положення і результати проведених досліджень впроваджено і застосовано в діяльності ТОВ «Інженерний центр «Техноенергомаш» і ФГ «Енергія-1».

Особистий внесок здобувача. Результати дисертаційної роботи було тримано здобувачем особисто. Зокрема критично проаналізовано літературні джерела та ринкові продукти, створено нову тривимірну класифікацію джерел енергії, розроблено та теоретично досліджено технологічні схеми модернізованих теплових електростанцій до атомних станцій малої потужності, удосконалено математичну модель і теоретично та чисельно досліджено аеродинаміку установок без та з ежектором для випробувань системи герметичного огороження ядерних установок, а також автор брав безпосередню участь у модернізуванні та промислових випробуваннях плазмохімічної установки Плазмон-3М. Конкретний внесок автора в кожную наукову працю зі співавторами наведено в додатку А.

Апробація роботи. Основні результати досліджень та окремі розділи роботи доповідалися на II Міжнародній науково-практичній конференції «Зелене будівництво» 13-14 квітня 2023, м. Київ, та на Міжнародній науково-практичній конференції «Green Construction» 20-21 травня 2026, м. Київ.

Публікації. За матеріалами дисертації опубліковано вісім друкованих наукових праць, зокрема одна стаття в іноземному виданні в наукометричній базі даних Scopus квартилю Q3, дві у фахових виданнях України категорії Б, серед яких одна одноосібна та одна з трьома співавторами, а також дві тези доповідей на міжнародних науково-практичних конференціях.

Обсяг та структура роботи. Дисертація складається зі вступу, п'яти розділів та загальних висновків основної частини, списку використаних літературних джерел із 76 найменувань, додатків, викладена на 142 сторінках друкованого тексту, зокрема 106 сторінок основного тексту, 27 рисунків і 1 таблиця.

РОЗДІЛ 1

ПІДВИЩЕННЯ ЕКОЛОГІЧНОЇ БЕЗПЕКИ ТА ЕФЕКТИВНОСТІ ТЕПЛОПОСТАЧАННЯ МІСТ ВІД АТОМНИХ ЕЛЕКТРОСТАНЦІЙ МАЛОЇ ПОТУЖНОСТІ

Наразі у світі експлуатуються 442 ядерних енергетичних реактори, серед яких 15 реакторів типу ВВЕР на теплових нейтронах – в Україні. Планується також широке впровадження малих модульних реакторів (ММР) у світі і в Україні для заміни викопного вугільного палива на теплових електростанціях (ТЕС).

У разі широкого впровадження ММР в експлуатацію на українських ТЕС важливою технологічною проблемою є сумісність їхньої роботи з наявними на ТЕС парогенераторами для виробництва теплоти з метою його подавання до теплових мереж великих міст та на турбоелектрогенератори для високоефективного виробництва електроенергії. При цьому атомні електростанції малої потужності (АЕС МП) повинні мати можливість гнучкого управління режимами їхньої роботи в різні сезони року.

Створення АЕС МП на базі нових ММР та добудова двох великих ядерних енергетичних реакторних установок (ЯЕРУ) типу AP-1000 значно збільшить кількість виробництва та накопичення опроміненого відпрацьованого ядерного палива (ВЯП) та інших небезпечних радіоактивних відходів (РАВ) з різними рівнями радіоактивності. У всьому світі, як і в Україні, на сьогодні відсутні технології, які б давали абсолютну гарантію ядерно-екологічної безпеки ВЯП на всіх етапах його повного промислового циклу в процесах збагачення, спалювання, зберігання, поводження з ним, перероблення та його „довічного“ остаточного відокремлення від біосфери. Така ситуація робить вкрай актуальними всі дослідження, що стосуються розроблення, створення та впровадження таких нових технологій.

1.1 Підвищення ефективності та екологічної безпеки теплопостачання атомними станціями малої потужності з малими модульними реакторами

У сучасному світі питання енергоспоживання набуває все більшого значення. Збільшення потреби в енергії є результатом розвитку промисловості та ІТ-технологій, а також збільшення чисельності населення та намаганням зменшити обсяги викидів вуглецю в атмосферу для забезпечення декарбонізації енергетики та ін. Водночас вичерпність викопних енергоресурсів та нагрівання планети через глобальне потепління призвела до появи обмежень щодо застосування альтернативних джерел енергії. При цьому в сучасних умовах вирішення енергетичних та екологічних проблем у глобальному масштабі не може бути здійснено до 2035 року без ядерної енергії [1]. Головним завданням подальшого розвитку ядерної енергетики є забезпечення екологічної безпеки населення за будь-яких внутрішніх та зовнішніх умов експлуатації атомних електростанцій (АЕС), зокрема у випадку аварійних ситуацій та під час управління відпрацьованим паливом і радіоактивними відходами. Такий екологічно безпечний розвиток атомної енергетики у XXI столітті тісно пов'язаний з упровадженням атомних станцій малої потужності (АСМП) [2] на базі малих модульних реакторів (ММР). Найбільш відпрацьованими технологіями для АСМП є ММР з водою під тиском, які характеризуються їхніми проєктантами як такі, що мають відносно високий рівень екологічної безпеки. Показники їх пасивної безпеки та географічна незалежність від наявності джерел води для охолодження дозволяють розміщувати АСМП в безпосередній близькості до споживачів теплопостачання [3], [4]. При цьому використання теплофікаційного режиму АСМП для теплопостачання великих міст з нагрівом мережевої води парою, що відбирається з турбіни, дозволяє заощаджувати паливо через більш високий ККД [5]. Системи центрального теплозабезпечення на базі АЕС уже були створені [6]:

- у Словачії на АЕС «Богуніце»;

- у Фінляндії - на АЕС «Ловііза»;
- у Швейцарії та на АЕС «Безнау»

Перспективи світової атомної енергетики України зокрема пов'язуються з упровадженням американських проєктів SMR-160 та mPower [7], [8].

Порівняно з ядерними реакторами великої потужності (більше 700 МВт) [9] МРР можуть мати вищі показники екологічної безпеки, можливість маневрування потужністю і краще відповідати потребам енергоринку. Зокрема, усувається потужний ефект теплового острова довкола великих АЕС [10]. Проте в роботах [11], [12] наголошується на необхідності проведення додаткового комплексу теоретичних і стендових експериментальних досліджень з метою підвищення достеменності очікуваних показників технологічної та екологічної безпеки, а також досліджень ефективної тепловіддачі з поверхні тепловидільних елементів (ТВЕЛ), забезпечення надійного розрахунку теплових і гідродинамічних процесів у турбулентних течіях теплоносія. Вказано також на необхідність фізичного обґрунтованих адекватних уявлень про природу аварійного режиму погіршеної тепловіддачі, яка може непередбачувано виникати на поверхні ТВЕЛ навіть за умови безперервного її охолодження.

Центральне місце в переліку актуальних науково-технічних проблем, що безпосередньо пов'язані з пріоритетами забезпечення експлуатаційної та екологічної безпеки та надійності використання для міст, є створення ефективних схем теплопостачання [13]. У ряді європейських країн цю проблематику вже достатньо давно визнано пріоритетною [14]. У роботі [15] наводяться дані про досвід експлуатації систем централізованого теплопостачання на базі наявних АЕС у Швейцарії та Словачії та продемонстровано їхню економічну та екологічну ефективність. При цьому комунальне теплопостачання від АЕС надає можливість замінити органічні види палива для ТЕЦ та теплових котелень і тим самим зменшити екологічно небезпечні газоаерозольні викиди в атмосферу, зокрема парникових газів. Наприклад, на базі АЕС «Безнау» завдяки використанню високоефективної технології вдалося заощадити близько 20 000 тон/рік рідкого

палива. У перерахунку на щорічну кількість викиданих до навколишнього середовища екологічно небезпечних газових забруднень це становить:

- 50000 т CO₂;
- 100 т SO₂;
- 50 т NO_x.

При цьому не повністю досліджено важливі питання комунального теплопостачання від АЕС [12].

В Україні також був розроблений проєкт «Теплозабезпечення міста Запоріжжя від ЗАЕС», з сумарним тепловим навантаженням 430 МВт. Запланована вартість проєкту станом на 2006 рік становила приблизно \$385 млн. Роботи з підготовки попереднього технічного та економічного обґрунтування проєкту були профінансовані Європейським банком реконструкції і розвитку. Для передавання теплової енергії від Запорізької атомної електростанції (ЗАЕС) до правобережної частини міста Запоріжжя відрізок завдовжки 4,5 км на трасі теплопроводу повинен був проходити крізь Каховське водосховище. Проєктні параметри теплоносія транзитного контуру теплових мереж становили 140-60 °С.

У 2022 році за даними Мінфіну України за січень і лютий 2026 р. спожито 2069,9 тис. т кам'яного вугілля, без урахування окупованих територій [16]. При спалюванні такої кількості вугілля було отримано $1,55 \cdot 10^{10}$ кВт·год теплової енергії. Тепловим ресурсом для цього змогла б стати ефективна корисна утилізація лише 10 % тієї теплової енергії, що викидається з українських АЕС до навколишнього середовища.

Розглянемо можливості АСМП з SMR-160 для теплопостачання. При електричній потужності конденсаційної турбіни 160 МВт можлива тепла потужність становитиме 32 МВт. Таким чином, ММР електричною потужністю до 300 МВт не доцільно використовувати для теплопостачання великих міст за відомою технологією. Відносно малу теплову потужність показують також результати аналізу теплової схеми другого контуру АСМП фірми NewScale [17] де

теплопостачання для опріснення забезпечується теплофікаційним відбором з турбіни.

Не можна залишити без уваги досить розвинену та дорогу теплову схему турбоустановки наведену в [18], [19] яка може ефективно використовуватися для турбін з відносно великою потужністю. Для турбін, якими планувалося комплектувати АСМП, більш підходять турбіни транспортних енергоустановок з достатнім досвідом експлуатації та які детально опрацьовані. Ці турбіни мають один підігрівач низького тиску (ПНТ), два підігрівачі високого тиску (ПВТ) та сепаратор [19].

1.2 Ядерно-екологічна безпека зберігання відпрацьованого ядерного палива від малих модульних реакторів та поводження з ним

Технології АСМП на сьогодні все ще залишаються на стадії розробляння. Метою їхнього перспективного впровадження в Україні є заміна вугільних ТЕС на АСМП з ММР. Через це виконується певний комплекс наукових та інженерно-технологічних досліджень:

- розробляння принципів схем приєднання ММР як джерел теплоти замість вугільних котелень до вітчизняних турбогенераторів на українських ТЕС;
- аналізування ядерно-екологічної безпеки АСМП з ММР та особливостей виробництва ними ВЯП, управління ним, зокрема його перероблення та утилізації, а особливо, видалення шляхом його довічної фінішної абсолютної ізоляції від біосфери;
- дослідження шляхів підвищення ефективності АСМП в процесі їхньої експлуатації;
- розробляння технологій попереднього екологічно безпечного перероблення ВЯП з метою його первинного підготовляння для тривалого безпечного зберігання;
- оцінювання перспектив упровадження у світовій та українській ядерній

енергетиці технологій на основі ЯЕРУ п'ятого покоління G5, розроблюваних на принципах абсолютного пріоритету ядерно-екологічної безпеки.

Крім виробництва теплоти й електроенергії кожна ЯЕРУ виробляє ВЯП та інші радіоактивні відходи (РАВ). Крім того, на різних ланках енергетичного ядерного паливного циклу (ЯПЦ) також утворюються:

- відвали породи після виробництва жовтого кеку;
- відвали збідненого урану утворювані в результаті збагачення ядерного палива;
- відходи, що виробляються в результаті радіохімічного перероблення ВЯП на радіохімічних комбінатах (самі АЕС стають радіоактивними відходами після закінчення строку їхньої експлуатації та їхньої ліквідації).

При цьому, навіть якщо якась країна відмовляється від власної ядерної енергетики і закриває всі свої АЕС, то разом з цим залишається практично „вічна“ ядерна спадщина, яка потребує складного та тривалого й дорогого управління нею.

Сучасні ядерні енергетичні технології, як і сама ядерна енергетика, є побічними продуктами холодної війни. Тоді промислові ядерні реактори, в основу яких було покладено уран-плутонієвий цикл, стали базовими виробничими одиницями для виробництва воєнних матеріалів. Виробництво ядерної енергії на той час не було важливим продуктом. При цьому екологічно чисте перероблення й безпечне зберігання ВЯП та інших РАВ, як і весь комплекс екологічних питань, були другорядними та не на часі.

За оцінками МАГАТЕ, в 14-и країнах світу на сьогодні накопичено приблизно 450 тисяч тон високоактивного ВЯП. З кожного ядерного вододіяного енергетичного реактора (ВВЕР/BWR) потужністю 1 ГВт щорічно вивантажується близько 25...27 тонн ВЯП. Але на радіохімічних комбінатах перероблюється лише третя його частина. Решта, понад 300 тис. тонн ВЯП, залишається в приреакторних басейнах витримування, в тимчасових поверхневих,

приповерхневих сухих або мокрих сховищах, а також у підземних сховищах, що створює довгострокові ядерно-екологічні ризики. До того ж у наступні два десятиліття на багатьох АЕС світу через закінчення проєктних та продовжених експлуатаційних ресурсів ЯЕРУ, додатково буде вивантажено ще 30-40 тис. т ВЯП.

У результаті пост-чорнобильської епохи застою на сьогодні спорудження нових ЯЕРУ та перспективні плани їхнього будівництва до 2040-2050 років передбачають зведення енергоблоків на основі теплових ВВЕР старих модернізованих поколінь GII, GIII, GIII+. Тому модернізовані таким чином ЯЕРУ продовжують мати низький коефіцієнт корисної дії та низьку ефективність використання дефіцитного у найближчому майбутньому подільного ізотопу урану-235, а також генерованого ними дефіцитної на сьогодні теплоти.

Отже, у майбутньому виробництво і накопичення ВЯП буде продовжуватися, і тому питання вирішення проблем зберігання, переробляння та остаточної утилізації ВЯП стають ще більш актуальними. Тому на сьогодні, можна стверджувати, що ядерна енергетика світу завершує першу епоху реакторних установок поколінь I, II та III. Ця епоха залишає після себе надзвичайно небезпечну ядерну спадщину разом з багатьма нерозв'язаними ядерно-екологічними та технологічними проблемами з можливістю ядерно-екологічних аварій і катастроф. Ця «спадщина», як показує досвід Німеччини, вимагає створення нової громіздкої інфраструктури задля

- демонтування ядерних блоків
- утилізуванню радіоактивного старого обладнання та конструкцій
- глибокого геологічного захоронення високоактивного і небезпечного ВЯП,
- вирішення довгострокових проблем управління ВЯП та іншими радіонуклідами з тривалим строком напіврозпаду.

Особливо небезпечними джерелами радіологічної небезпеки є плутоній 239. У разі техногенної аварії, терористичної чи військової атаки його надзвичайно малі кількості здатні зробити дуже великі території непридатними для життя та

будь якої діяльності. Тому цей елемент підлягає спеціальному суворому обліку та контролю на рівні міжнародних організацій і підлягає обов'язковій надійній ізоляції від біосфери.

У результаті заводського радіохімічного перероблення опроміненого ВЯП додатково утворюється велика кількість різних нових видів твердих і рідких РАВ [20]. З 1 т ВЯП при вилученні урану та плутонію утворюється 7500 т нових твердих і 1000-2200 т рідких, не менш небезпечних за ВЯП, радіоактивних відходів, що потребують подальшого управління.

Щоб переробити решту 250 000 тон накопиченого ВЯП знадобиться додатково залучити в радіаційне виробництво і потім перемістити в навколишнє середовище більше як 250-550 млн тон забрудненої радіонуклідами води та вивантажити з виробництва приблизно 1 875 млрд тон твердих небезпечних РАВ.

Загалом ВЯП – дуже небезпечна, високорадіоактивна суміш ізотопів урану, плутонію, уламків ділення ядер трансуранових елементів і продуктів їхнього розпаду, яка зберігає свою активність упродовж десятків і сотень тисяч років і яку не можна зберігати на поверхні Землі. Однак на сьогодні у світі не існує абсолютно надійних сховищ для ВЯП і в жодній країні світу поки що немає технологій, здатних забезпечити гарантований бар'єр між радіацією і довкіллям на такий понад тривалий період часу. Усі наявні тимчасові сховища ВЯП і РАВ у разі аварії, терористичного акту та інших непереборних і випадкових зовнішніх впливів є такими ж небезпечними, як і сама АЕС. Тому успішне вирішення проблеми екологічно безпечної та довгої надтривалої фінішної ізоляції ВЯП, як і інших РАВ, є вирішальним для безпеки ядерної енергетики.

Очевидно, що під час проектування кожного ядерного енергетичного блоку (ЯЕРБ) завжди вирішуються питання тимчасового зберігання ВЯП у приреакторних басейнах на АЕС протягом 5–10 років. Після цього його подальша доля визначається новими окремими документами та угодами між постачальником і замовником, з можливістю залучення до них вимог щодо довготривалого зберігання або геологічного захоронення ВЯП. Зовнішня

інфраструктура за межами промислового майданчика АЕС повинна передбачати тимчасове сховище ВЯП на період 50–100 років, а також сховища/могильники для РАВ з різними рівнями радіоактивності. Також мають бути побудовані глибинні геологічні сховища/могильники відповідно до особливих вимог до геологічних формацій. Постійне вироблення та накопичення ВЯП на АЕС також є однією з головних причин антиядерних настроїв світового співтовариства і відмови багатьох країн-відмовників від ядерної енергетики.

На відміну від більшості власників ядерних енергоблоків та організацій які їх експлуатують і для яких ВЯП сприймається як відходи, принципове наукове визначення статусу ВЯП переводить його у категорію потенційно цінної ядерної промислової енергетичної вторинної сировини. Водночас, ВЯП є ядерно- та радіаційно небезпечним матеріалом з огляду на ризик несанкційованого поширення ядерних матеріалів і обов'язково повинне підлягати абсолютній ізоляції/захороненню та контролю. Тому доцільно розробляти нові принципи поводження з ядерним паливом. При цьому будь-які постачання ядерного палива для АЕС повинні здійснюватися за умови гарантованого повернення ВЯП після його технологічного витримування на території АЕС назад постачальнику ЯЕРУ або ядерного палива, або ж рекомендованій постачальником спеціалізованій ліцензованій організації.

Нові високорадіоактивні відходи (ВРАВ), утворювані в результаті радіохімічного перероблення відпрацьованого ядерного палива (ВЯП), також повинні бути капсульовані та розміщені в геологічному сховищі/могильнику. Однією з нових пропозицій є відповідальність за довгострокову долю ВЯП постачальника ядерного палива або реакторної установки. При цьому принцип відповідальності постачальників допоможе мінімізувати ризики аварій, оскільки ці організації здатні та можуть розвивати інфраструктуру для проміжного зберігання та перероблення ВЯП, з метою повернути його компоненти в енергетичний ядерний паливний цикл.

Загалом для подальшої позитивної еволюції ядерної енергетики необхідно:

- покласти остаточну відповідальність за управління ВЯП і ВРАВ на постачальників ядерних реакторів та ядерного палива;
- зменшити залежність від інфраструктури для тих країн, що не мають належного рівня готовності для управління ВЯП і ВРАВ
- удосконалити конвенції щодо перероблення і поховання ВЯП з утворенням міжнародних центрів для його тимчасового зберігання й переробленням під наглядом МАГАТЕ;
- забезпечити надійне фінансування та контролювання технологічних процесів «зеленого» виведення з експлуатації АЕС за принципом «зеленої галювини» (відновлення майданчика «під нуль» до повністю безпечного стану).

Цей підхід може суттєво зменшити ризики, створені через накопичення ВЯП та ВРАВ і водночас забезпечуючи конкурентну спроможність ядерної енергетики на глобальному ринку, зокрема підтримування її екологічної безпеки.

Невирішеність питання з ядерними паливними відходами здатне впливати як на національну безпеку, так і на глобальну політичну та воєнну стабільність і довкілля, а також на прояви катастрофічного ядерного воєнного тероризму. Наявні ж ядерні об'єкти, що попадають у зони воєнних конфліктів, є незахищеними перед воєнними та терористичними атаками. Прикладом є Запорізька АЕС в Україні.

У планах [21] розвитку ядерного енергетичного сектору України до 2035 року передбачено зростання ядерного генерування електроенергії на ЯЕРУ АЕС до 94 млрд кВт·год [22]. У цей же період практично всі українські ЯЕРУ закінчать свої проєктні та продовжені понадпроєктні експлуатаційні строки й повинні бути зупинені та виведені з експлуатації. Для того, щоб компенсувати зменшення вироблення електроенергії за рахунок зупинення та закриття українських ядерних енергоблоків, необхідні нові реакторні енергетичні установки для будівництва в Україні нових атомних енергоблоків.

Згідно з Законом України Про внесення змін до деяких законів України щодо вдосконалення законодавства у сфері поводження з радіоактивними відходами [21], [23] оновлена класифікація поділяє усі РАВ на 4 класи:

- дуже низькоактивні;
- низькоактивні;
- середньоактивні;
- високоактивні (ВВА).

Відповідно до цієї класифікації також визначено чотири типи сховищ:

- поверхневе каньйонне;
- приповерхневе завглибшки кілька десятків метрів;
- на середніх глибинах на підземних горизонтах від декількох десятків метрів;
- геологічне сховище з глибиною понад 100 і більше метрів.

Відпрацьоване в активних зонах українських ядерних реакторів типу ВВЕР ядерне паливо (ВЯП) не вважається радіоактивним відходом, а визнається як цінний вторинний ресурс, і тому підпадає під, так зване, "відкладене рішення" до 50-100 років, протягом яких воно повинно зберігатися у поверхневих сховищах на АЕС [24]. Проте в майбутньому, воно підлягає підземному захороненню в глибинних сховищах, споруджуваних у стійких кристалічних геологічних породах. У зв'язку з цим було розроблено концепцію геологічного сховища типу KBS-3V [25].

У разі впровадження в ядерну енергетику України малих модульних реакторів (ММР) та великих модульних водо-водяних реакторів типу AP-1000, у Рекомендаціях МАГАТЕ в списку подальших досліджень водо-водяних ММР [2] наявні напрямки щодо зберігання та поводження з ВЯП від ММР, а саме:

- дослідження для поглибленого розуміння впливу характеристик палива ММР на особливості його фінішної утилізації та на проєктних особливостей захисних бар'єрів сховищ і контейнерів;
- нові дослідження для виявлення можливих впливів на поховання

радіоактивних блоків ММР;

- вивчення особливостей вимог щодо вибору будівельно-промислових майданчиків для розміщення ММР і проміжних і фінішних сховищ ВЯП;
- оцінювання вимог і варіантів управління при поводженні з ВЯП;
- аналіз безпеки транспортних операцій з ВЯП;
- раннє залучення державного регуляторного органа до процесів ліцензування ММР.

Очевидно, що для виконання зазначених рекомендацій доведеться вирішувати значний комплекс проблем ядерно-екологічної безпеки та багатьох різних питань, в тому числі і правових, що стосуються прийняття рішень щодо можливого впровадження ММР в українську ядерну енергетику [26]. На сьогодні ситуація з безпекою зберігання та поводженням з ВЯП та з іншими РАВ критично ускладнилася через російсько-українську війну, особливо на тимчасово окупованій ЗАЕС.

Україна [21] має 15 ядерних енергоблоків на чотирьох власних АЕС: два енергоблоки з ВВЕР-440 на Рівненській АЕС і ще 13 енергоблоків з ВВЕР-1000 на всіх українських АЕС. Стратегія тривалого зберігання та поводження з ВЯП в Україні спрямована на його можливе перероблення в майбутньому. Станом на 2024 рік в приреакторних басейнах витримки на усіх АЕС України знаходиться приблизно 1600–1800 тонн ВЯП. Після його басейнового витримування протягом 3–5 років ВЯП транспортується на централізоване сховище ВЯП (ЦСВЯП), яке розраховане на зберігання більше як 16 000 відпрацьованих тепловидільних збірок (ТВЗ) у спеціальних охолоджуваних контейнерах HI-STORM виробництва компанії Holtec International. Воно створене у зоні відчуження Чорнобильської АЕС і введено в експлуатацію у 2021 році.

На Запорізькій АЕС є поверхневе власне сухе сховище ВЯП (СВЯП), яке експлуатується з 2001 року і у якому можна розмістити до 380 контейнерів із ВЯП. Сховище призначене для зберігання ВЯП з усіх шести блоків ЗАЕС у

спеціальних герметичних контейнерах з пасивним охолодженням та з проєктним експлуатаційним ресурсом на 50 років.

Точна кількість поточного ядерного палива, що знаходиться в активних зонах українських реакторів, у відкритих джерелах не розголошується. Можна говорити лише про максимальну проєктну кількість ядерного палива, що може сумарно знаходитися в активних зонах усіх українських реакторів:

- 13 енергоблоків ВВЕР-1000 по 50 т., усього 650 т;
- два енергоблоки ВВЕР-440 по 36 т, усього 72 т;
- загалом 722 т.

Отже, всього в Україні на зберіганні знаходиться понад 4500 т ВЯП частина якого вже перевезена до ЦСВЯП у Чорнобильській зоні відчуження.

В Україні немає власного радіохімічного підприємства для перероблення ВЯП. Тому вивчається питання можливості його спорудження у перспективі. Паралельно розглядається можливість відправлення українського ВЯП на закордонні переробні радіохімічні комбінати в країнах ЄС, як-от французькі або великобританські. При цьому головною метою перероблення ВЯП є вилучення плутонію-239 та урану для повторного використання в ядерному паливному циклі України.

Основою ядерного палива для реакторів ВВЕР є діоксид урану (UO_2). У свіжому ядерному паливі збагачення за ізотопом U-235 становить 2...5%. Після трьох циклів роботи у ВЯП кількість U-235 зменшується до 0,8–1,2%. Під час паливної кампанії в активних зонах реакторів ВВЕР утворюється також нерозщеплюваний ізотоп U-236.

У відпрацьованому ядерному паливі накопичуються продукти поділу та трансуранові хімічні елементи. Загальний процентний склад ВЯП від загальної маси палива:

- діоксид урану – біля 95...96 %;
- продукти поділу – біля 3...4%;
- трансуранові елементи – біля 1 %.

Основні складові:

- U-238 (кількість становить близько 94...96 % початкової маси, тобто майже не змінюється);
- U-235 (кількість зменшується до 0,8–1,2 %);
- радіоактивні легкі газоподібні елементи криптон (Kr) і ксенон (Xe);
- лантаноїди та перехідні метали – цезій (Cs), стронцій (Sr), йод (I), технецій (Tc), рутеній (Ru), паладій (Pd), молібден (Mo);
- трансуранові елементи, які утворюються шляхом захоплення нейтронів; розщеплювані ізотопи U-238: Pu-239, Pu-240, Pu-241, Am-241 (довгий період напіврозпаду), кюрій (Cm) - 244 (швидко розпадається з сильним теплоутворенням);
- інші рідкісні ізотопи, як-от Np-237 (нептуній), є проміжними продуктами розпаду та трансуранових реакцій.

1.3 Особливості виробництва та накопичення ВЯП малими модульними реакторами (ММР) для впровадження в ядерну енергетику України.

Наразі у світі компаніями розробниками та промоутерами рекламується понад 70 проєктів малих модульних реакторів (ММР) [2]. За визначенням МАГАТЕ до ММР відносяться ядерні енергетичні реактори, що мають електричну потужність не більше ніж 300 МВт. Вони можуть зайняти частку в диверсифікованому енергобалансі, використовуватися з метою вироблення теплоти для технологічних потреб, опріснення води, виробництва водню та інше. Вони є зручними в регіонах із менш розвиненою інфраструктурою [22].

У рекламних матеріалах щодо ММР декларуються їхні покращені безпекові характеристики, короткі строки будівництва, високий ступінь гнучкості розміщення, спрощене обслуговування [27], [28]. При цьому кожен проєкт ММР протягом усього життєвого циклу (на етапах від його розроблення до виведення ММР з експлуатації) повинен мати чіткий план щодо поводження з його ВЯП [29], [30], [31] і щодо управління ЯПЦ на основі наявної інфраструктури циклу.

Шляхом впровадження реакторів ММР в Україні Міненерго України планує перетворити вугільні ТЕС на атомні станції малої потужності (АСМП) на основі ММР. Але на сьогодні важко прогнозувати як саму реальність, так і терміни впровадження водо-водяних ММР в Україні [32] оскільки будь яка конкретна технічна та експлуатаційна інформація про ці ММР відсутня [33], [34].

У 2018 році українська експлуатаційна компанія НАЕК "Енергоатом" підписала з давнім своїм партнером – компанією Holtec International із США меморандум про взаєморозуміння щодо співпраці у впровадженні в Україні ММР SMR-160 з частковим місцевим виробництвом реакторних модулів та іншого обладнання [35]. А у вересні 2021 році український "Енергоатом" підписав ще один меморандум з компанією NuScale Power (США) щодо надання українському оператору АЕС допомоги у формі консультацій, експертного супроводу та техніко-економічного обґрунтування вибраних будівельно-промислових майданчиків, термінів і проміжних результатів проєктів, дослідження капітальних витрат, технічного аналізу, ліцензування та дозвільної діяльності та інженерних проєктних рішень [36].

Спорудження водо-водяного реактора ММР типу NuScale (PWR) з водою під тиском у США було зупинено, а проєкт був закритий. Причинами є високі капітальні витрати на його спорудження, проблеми з виробництвом для нього свіжого ядерного палива, збагаченого до 4,5%, недоліки його ядерно-екологічної безпеки та, зокрема, негативні висновки експертів.

Інша компанія Holtec International (США), є світовим виробником і постачальником контейнерів і систем для зберігання ВЯП. Ця ж компанія проєктувала для України сховища СВЯП-2 та ЦСВЯП. Вона ж є розробником одно модульного ММР з водою під тиском SMR-160 електричною потужністю 160 МВт, який спочатку у 2011 році мав назву «HI-SMUR140» і який на сьогодні проходить перші етапи ліцензування [2].

Проєкт SMR-160 пропонує підземне розташування реактора на глибині 14 метрів разом з сухим сховищем ВЯП, проєктний робочий ресурс якого

розрахований на 120 років, що узгоджується з декларованою компанією-виробником тривалістю проєктного експлуатаційного строку на 80-100 років.

У пасивних системах безпеки атомної станції малої потужності (АСМП) з SMR-160 вода-охолоджувач циркулює під дією сили тяжіння. В тепловидільних паливних збірках SMR-160 знаходиться таблетки ядерного палива, збагаченого за ураном-235 до 5 %. Після однорічного його витримування в приреакторному басейні активність ВЯП [37] зменшуватиметься на порядок, через три-п'ять років – на два порядки, а далі процес перебігатиме значно повільніше, оскільки реакторні радіонукліди з коротким періодом напіврозпаду практично повністю розпадутся, а лишаться радіонукліди з тривалим періодом напіврозпаду.

Найбільші труднощі під час зберігання та поводження з ВЯП викликають радіонукліди, у яких періоди напіврозпаду більші за 15 років. У продуктах поділу ВЯП таких радіонуклідів налічується 11: ^{79}Se , ^{90}Sr , ^{93}Zr , ^{99}Tc , ^{107}Pd , ^{126}Sn , ^{129}I , ^{135}Cs , ^{137}Cs та ^{151}Sm [38].

На першому етапі, який триває 300 років, при зберіганні та поводженні з ВЯП радіаційно-екологічної безпеки максимальної уваги вимагають найбільш радіотоксичні радіонукліди ^{90}Sr і ^{137}Cs , ^{144}Ce і ^{106}Ru , ^{241}Pu і ^{238}Pu , ^{244}Cm , ^{241}Am . А на подальших часових інтервалах зберігання та поводження з ВЯП – ^{240}Pu , ^{239}Pu , ^{99}Tc , ^{93}Zr , ^{129}I і ^{135}Cs . При цьому ВЯП від ММР матиме інші радіохімічні характеристики аніж ВЯП від великих ВВЕР через те, що різниця у варіаціях рівня збагачення ядерного палива і щільніший потік теплових нейтронів впливатимуть на вигорання ядерного палива в активних зонах ММР-160 [39], [40], [41].

Більші об'єми відходів ММР різних типів, порівняно з водо-водяним реактором великої потужності, потрібно буде обробляти, зберігати й кондиціювати перед захороненням, що спричинять додаткові, і без того дорогі, витрати. Тому інженери та конструктори ММР повинні забезпечити технологічні рішення з метою поліпшення ситуації з виробництвом та поводження з ВЯП в активних зонах проєктованих ними ММР вже на ранніх етапах їхнього

розробляння, що допоможе усунути невизначеності, пов'язані з фінішною стадією ядерного паливного циклу майбутніх ММР.

Загалом можна припустити, що потоки РАВ від сумісного використання великих водо-водяних реакторів і ММР подібні, і тому можуть бути попередньо оброблені та захоронені в приповерхневих і глибинних геологічних сховищах глибини. Наприклад, технологічну воду потрібно очищувати від забрудників, що утворюють іонообмінні смоли, які належать до класу низькоактивних РАВ з радіонуклідами, що мають короткий період напіврозпаду. Низькоактивні РАВ з радіонуклідами тривалого періоду напіврозпаду також можуть утворюватися при заміні опромінених блоків і вузлів ММР, які також мають бути захоронені в сховищах, споруджуваних на середніх геологічних глибинах за концепцією KBS-3V [42].

Багато концепцій ММР все ще знаходяться на ранній стадії розробляння, тож для них важко визначити реальні потоки РАВ і конкретні плани поводження з ними. У той же час, на цій ранній стадії є широкі можливості висунути вимоги до базових конструкцій систем перероблення РАВ і, таким чином, впливати на них. У будь-якому випадку, відповідальні за поводження з РАВ мають підготуватися до управління ними, як і на АЕС великої потужності.

Загалом у [43] МАГАТЕ констатує, що ВЯП та інші РАВ від ММР, імовірно, можна буде утилізувати подібно до утилізації РАВ на великих АЕС з потужними реакторами типу ВВЕР. Але, невизначеність щодо вибору технології ММР є настільки великою, що для її усунення необхідний окремий процес розробляння, перевіряння та ліцензування. У цьому контексті варто зазначити, що сьогодні майже в усіх країнах немає довгострокового рішення щодо РАВ від ММР.

Країни, які планують впровадити ММР і створити сховища для фінішного поховання напрацьованих ними РАВ, не очікують додаткових відходів від майбутнього впровадження ММР у своїх поточних проєктах у частині зберігання ВЯП та поводження з ним. Отже, з огляду на ситуацію, що складається на ринку

ядерних енергетичних технологій, є очевидним, що нові проєкти ММР уже на стадіях концептуального проєктування та розробляння повинні передбачати управління ЯПЦ з використанням реальної наявної інфраструктури. На сьогодні лише деякі розробники ММР повністю визначили або заявили про свою стратегію в цій області, зокрема, стосовно поховання ВЯП на завершальній стадії ЯПЦ.

Найпереконливіше всі надзвичайно важливі проблеми стосовно будівництва ММР в Україні були сформульовані академіком НАН України, Директором Інституту проблем безпеки АЕС НАН України А. Носовським на спеціальному засіданні Ради національної безпеки і оборони (РНБО) України [44]. Він висловив свою думку про те, що ММР мають будуватися в тих районах, де немає розвиненої мережі енергопостачання. В Україні вона є. А отже, ця технологія не дуже актуальна для України. «Говорять, що вони будуть безпечні. Так, там запроєктовані сучасні системи безпеки і таке інше. Але це лише слова. Ми не бачили ще жодної працюючої установки ядерної з ММР, всі вони тільки проєктуються. Все-таки ядерні установки – це небезпека» – сказав він в зазначеному інтерв'ю BBC News Ukraine.

Крім цього академік наголосив: «Можна звичайно зробити один бар'єр безпеки чи два, чи 10. Але чим більше цих бар'єрів безпеки, тим вища вартість реакторної установки. І може трапитись так, що ця установка буде дуже безпечною, але економічно не вигідною в порівнянні з іншими видами енергогенерації. Тому тут треба знайти баланс».

Натомість, А. Носовський рекомендує досліджувати проєкти ММР «заради науки» й наголошує на тому, що НАЕК «Енергоатом» активно займається цим напрямком, хоча жодних документів ще не було надано.

Інженерні бар'єри сховища мають запобігати виносу радіоактивних речовин у навколишнє природне середовище протягом достатнього періоду часу з урахуванням періоду напіврозпаду радіонуклідів, що містяться у відходах. Важливе значення під час поводження з ВЯП має готовність геологічних сховищ

до експлуатації, тобто до глибинного не повністю контрольованого зберігання наявних ВЯП з тривалим періодом напіврозпаду в разі визнання його відходами.

Необхідно враховувати досвід провідних країн створення геологічного сховища, зокрема Фінляндії. Фінський уряд споруджує перше у світі геологічне сховище ВЯП шахтного типу відповідно до розроблених шведською компанією SKB методів зберігання та захоронення ВЯП у мідних двотонних посудинах з чавунними вставками. Ці посудини розміщуються в докембрійській товщі бентонітової глини завглибшки 500 м у гранітних породах.

Країна залишає можливість того, що протягом наступного століття можуть з'явитися нові технології, які дозволять їм „ексгумувати“ якусь частину відходів зі сховища, якщо екологічно безпечна технологія для перероблення ВЯП буде створена. Однак слід пам'ятати, що під час остаточного захоронення ВЯП та інших РАВ втрачається прямий контроль за захисними бар'єрами, що забезпечують екологічну безпеку. Тому важливість успішного вирішення проблем зберігання та поводження з ВЯП від ММР повинні враховуватися при виборі тієї або іншої технології ММР.

Проблеми зберігання ВЯП, як і інших високоактивних РАВ, має два шляхи вирішення: інвестувати в спорудження власних сховищ для ВЯП або платити іншим державам за його перероблення та зберігання. Результати систематизування усіх витрат на ядерно-екологічну безпеку показують, що вони спрямовуються на досягнення двох різних цілей.

Першою метою є дотримання державних стандартів ядерно-екологічної та експлуатаційної безпеки, які були розроблені та прийняті після катастрофи на АЕС Фукусіма-1. Це є головною задачею оператора, який зобов'язаний зробити всі необхідні інвестиції в систему і в засоби запобігання та моніторингу, а також у засоби та процедури для мінімізування або повного усунення наслідків потенційних технологічних відмов і аварійних ситуацій.

Для досягнення цього на АЕС світу застосовується метод «глибокого ешелонованого захисту», що має кілька ланок послідовних систем безпеки. Їхніми

найважливішими особливостями є здатність керувати реактивністю та охолодженням ядерного палива й локалізувати радіоактивні речовини.

Не менш важливою метою є захист від ядерного тероризму та іншої злочинної діяльності, націленої на ядерні об'єкти. Адже атака на ядерний об'єкт може викликати гігантські соціальні й екологічні наслідки на мільярди доларів і порушить системи енергозабезпечення. Тому цей аспект на сьогодні є предметом особливої глобальної уваги з початком повномасштабної воєнної російської агресії на території України.

Не менш важливим ризиком, пов'язаним з ядерною енергетикою, є обмеження розповсюдження ядерних технологій. Ядерна енергетика в сучасному її вигляді створювалась у період холодної війни для виробництва ядерної зброї. При цьому вся ядерна електрогенерація розглядалася військовими відомствами як побічний другорядний продукт, а радіоекологічний вплив атомної промисловості на довкілля на той час не брався до уваги. Тому в сьогоднішній ядерній енергетиці використовується уран-плутонієвий паливний цикл, який зокрема забезпечує виробництво збройового плутонію-239.

Саме такий однобічний підхід призвів до невдалих геометричних рішень реакторів ВВЕР-1000, що призводить до швидкого окрихнення [45] металу корпусу через близькість до ТВЗ і інтенсивне опромінення. Також не було приділено достатньої уваги і екстремальним аварійним режимам [46]. Проте не зверталася увага і на можливості побудови в майбутньому АЕС у без'ядерних державах, які отримують доступ до аналогічних компонентів ВЯП.

У відпрацьованому (в реакторах типу ВВЕР-1000, або РВ ядерному паливі (ВЯП), міститься приблизно 0,8-1% невиворілого залишкового ізоотопу U-235 і 0,95-1,2% плутонію і приблизно 3...4% маси палива становлять продукти поділу. Решту 94-95% становить ^{238}U . Якщо ВЯП переробляти для отримання корисних ядерних матеріалів, то в результаті плутоній-239 стає доступним для всіх, хто бажає створити власну ядерну зброю.

Станом на 2000-й рік у світі було вироблено 1384 т цивільного плутонію і 249 т — військового. Крім військового плутонію, його значна кількість (до 67,5%) міститься у ВЯП АЕС і за потреби може бути виділена. Але точні дані про плутоній не публікуються.

При збагаченні природного урану ураном-235 понад 20 % отриманого ядерного матеріалу стає придатним для виготовлення ядерної зброї. Наявність у країни ядерної зброї та сучасних засобів її доставлення дає змогу не лише послабити зовнішній політичний і військовий тиск та посилити гарантії своєї незалежності, але й розпочати терористичну діяльність на світовому рівні.

Сьогодні в усьому світі через зростання тероризму посилилася небезпека поширення «чистої» і «брудної» ядерної зброї. Число ядерних смертників за останнє десятиліття зросло більш ніж у 10 разів. Тому однією з найголовніших проблем у сучасному світі є розробляння нових ядерних енергетичних технологій, побудованих на принципах абсолютної або еталонної технологічної ядерно-екологічної безпеки, здатних звести ризик ядерного розповсюдження до нуля.

Запроваджені у зв'язку з повномасштабною російською війною в Україні міжнародні санкції проти росії не обійшли і ядерну галузь. Україна вирішила відновити використання палива американської Westinghouse на Південно-Українській АЕС. У 2011-2012 роках в Україні почалось тестування ТВЗ компанії Westinghouse.

Усі ці процеси вимагають глибокого і всебічного дослідження гарантій їх екологічної безпеки не дивлячись на високу наукову місткість, великі обсяги науково-дослідних і дослідно-конструкторських робіт для забезпечення й обґрунтування екологічної безпеки та надзвичайно трудомісткий і тривалий етап проєктування і спорудження кожної ЯЕРУ [31].

Зазначене показує, що нові ядерні енергетичні програми для своєї реалізації змушені шукати принципово нові стратегічні технологічні рішення порівняно з епохою народження та становлення ядерної енергетики. І така стратегія повинна враховувати бажання країн, що розвиваються, а також тих замовників нових АЕС,

у яких відсутня необхідна інфраструктура та висококваліфікований персонал для забезпечення всіх виробничих ланок ядерного паливного циклу та життєвих циклів ЯЕРУ й АЕС.

1.4 Можливості застосування плазмових технологій для управління рідкими радіоактивними відходами

Однією з проблем ядерної енергетики є накопичення рідких радіоактивних відходів (РРАВ) Перероблення РРАВ здійснюється шляхом зневоднювання їх у термічних апаратах. При цьому на АЕС не вистачає вільних об'ємів у посудинах для зберігання рідких радіоактивних відходів. Це є важливою актуальною проблемою через те, що всі посудини заповнені приблизно на 80...90 %. А спеціальні стаціонарні комплекси потрібних об'ємів для кондиціонування рідких радіоактивних відходів на АЕС на сьогодні не споруджені.

Одним зі шляхів розв'язання задачі скорочення обсягів РРАВ на АЕС є пристосування високотемпературних плазмових установок [47], [48] для перероблення рідких радіоактивних відходів шляхом їхнього концентрування й „осушування“ для зменшення їхніх об'ємів у 5-10 разів. Метою осушувального процесу є переведення РРАВ у форму, що дозволяє здійснювати їхнє довготривале зберігання в сховищах твердих РАВ або здійснювати транспортування на спеціалізоване підприємство для подальшого перероблення й захоронення, зокрема за допомогою методів цементування або вітрифікації.

На таких плазмових установках також можна переробляти та утилізувати практично будь які інші небезпечні відходи, зокрема й радіоактивні рідкі та тверді радіологічно небезпечні радіофармацевтичні препарати та лікарняні радіомедичні відходи класу *D*, а також епідеміологічно та токсикологічно небезпечні відходи.

При цьому технологічна недосконалість наявних систем поводження з медичними відходами загрожуює здоров'ю громадян і значно посилює екологічну кризу. Саме через відсутність сучасних високопродуктивних та екологічно безпечних технологій перероблення й утилізування медичних відходів, до 95 % їх

потрапляють на санкціоновані та несанкціоновані полігони і сміттєзвалища, створюючи при цьому важкі ризики хімічних, токсичних, медико-біологічних, канцерогенних, мутагенних, подразнювальних, радіаційних, активно їдких, сенсibiliзуювальних, горючих, вибухонебезпечних та багатьох інших впливів на здоров'я громадян України. Потрапляння протимікробних та протигрибкових препаратів до довкілля призводить до адаптування мікроорганізмів до них з розвитком резистентності.

На сьогодні головну увагу слід звернути саме на технологічний аспект утилізування радіоактивних відходів, і в першу чергу ВЯП. При цьому, не дивлячись на значну громіздкість та перевантаженість системи управління ВЯП та іншими радіоактивними відходами, впроваджувані нові технології перетворення РАВ до повного їх екологічно безпечного стану повинні в повному масштабі охоплювати утилізування всього асортименту небезпечних ВЯП та інших РАВ.

Будь-які радіоактивні відходи можна переробляти з метою їхнього утилізування або повернення в енергетичний ядерний паливний цикл. При цьому вже існують комерційно привабливі технології плазмохімічного перероблення РАВ які легко масштабуються як для локальних місцевих, так і для промислових масштабів.

Охолодження/загартування газових продуктів піролізу з температурою до 400 °C найчастіше здійснюється в теплообмінниках. Продукти плазмохімічного процесу також часто охолоджують струменями води або інших рідких чи газових охолоджувачів. При цьому загартування продуктів плазмохімічного піролізу вуглеводнів вуглеводнями збільшує кількість вихідних комерційних продуктів та покращує гнучкість регулювання їхнього хімічного складу при менших витратах електроенергії.

На сьогодні плазмодугові технології є екологічно прийнятними промисловими технологіями, за допомогою яких на мілісекундних інтервалах часу можна створити й підтримувати високу температуру 1100...1300 °C, високу

хімічну реактивність та густину енергії для швидкісного термічного оброблення, перероблення чи захоронення твердих, рідких та газоподібних радіоактивних відходів.

З метою підвищення економічних та екологічних показників за допомогою плазмової електродугової установки можна вилучати з РАВ корисні для ЯПЦ сполуки паливних радіонуклідів. Тому розроблення таких нових економічно та екологічно доцільних технологій для екологічно чистого та безпечного утилізування ВЯП/РАВ набула характеру критичної необхідності. І, на сьогодні вже багато компаній у світі, наприклад: Pyrolysis Systems Inc., Канада; Siemens, Німеччина; Plasma Energy Applied Technology Inc., США; Plasmapole, Франція та інші розробляють високотемпературні плазмові електродугові системи різного призначення.

Плазма є сумішшю нейтральних і високоенергетичних заряджених частинок з великою кінетичною енергією. Іонізовані заряджені частинки плазми здатні вступати в реакції рекомбінації з відірваними електронами, і в цьому процесі виділяти значну енергію у формі ультрафіолетового випромінювання. А кінетична енергія часток переходить у теплову енергію, якої достатньо для руйнування хімічних речовин.

Завдяки наявності в плазмі заряджених і збуджених частинок плазмове середовище стає високореактивним і здатним каталізувати гомогенні та гетерогенні хімічні реакції. При цьому вплив плазмохімічного піролізу на навколишнє середовище з огляду його екологічної безпеки та екологічної технологічності перевершує інші методи та технології.

Історично першу демонстрацію прототипового зразка електродугового пристрою у 1987 р., здійснила компанія Westinghouse Environmental Services [47] у США. А приблизно через рік у 1988 р. в угорському Інституті електротехнічної промисловості було розроблено нову пілотну установку плазмового реактора для знищення відходів хімічної промисловості [49].

А ще через рік у 1989 році Retech Incorporation з Каліфорнії та Міністерство енергетики США ініціювали спільну програму знищення різноманітних відходів за допомогою плазмово-дугових технологій [50].

У 1994 році була створена перша обертальна плазмова піч для обробки хлорованих органічних сполук з ефективністю знищення органічних забруднень до 99,9% з дуже високими характеристиками деструкції діоксинів та фуранів на рівні 0,005...0,009 нг/м³, що набагато менше за нормативні екологічні світові стандарти.

Далі, протягом багатьох років у різних компаніях світу досліджувалися процеси плазмо-дугового очищення сотень різних типів відходів у промислових масштабах. При цьому ефективно перероблювалися та утилізувалися тверді побутові та медичні відходи, зола, автошини, вугільні та шламові відходи, поліхлорований біфеніл, небезпечні види золувиносу, фарби, розчинники, різні матеріали із звалищ і полігонів, а також низько радіоактивні відходи та інше.

Компанії CSIRO/Siddons Ramset Ltd's Plascon, Retech, Westinghouse Plasma Inc., Plasma Energy Corporation та інші компанії продовжують розробку великих систем для плазмової утилізації відходів.

В Україні Інститут електрозварювання ім. Є. О. Патона НАН України разом з Інститутом газу НАН України розробили вітчизняну плазмохімічну установку для перероблення 50 кг/год медичних відходів [47].

1.5 Технологічні особливості плазмохімічного оброблення відходів у високотемпературних плазмових дугах у середовищах з дефіцитом кисню

Порівняно з наявними традиційними технологіями, обробка РАВ термічною плазмою має такі переваги:

1. При високих температурах виникають реакції плазмохімічної деструкції небезпечних радіохімічних сполук а також відбувається розплавлення з наступним твердінням і коксуванням неорганічної складової небезпечних РАВ,

що дозволяє значно зменшити об'єми відходів і герметично коксувати їх у формі хімічно стійких шлакових утворень, що важко руйнуються.

2. Висока густина енергії в плазмовому факелі, яка досягає 200 Гдж/м^3 , дає можливість створювати високопродуктивні мобільні та стаціонарні компактні установки з малими капітальними витратами. Компактні розміри та висока щільність енергії суттєво скорочують час виходу на режим та на включення/відключення установок.

3. Використання електричної дуги як джерела енергії дозволяє відокремити процес тепловиділення від процесу кисневого окислення. Використання високотемпературних електричних дуг також знижує витрати різних плазмоутворюючих газів.

4. Потужне ультрафіолетове випромінювання плазмової дуги та високі температури [9] у реагентній зоні мінімізують тривалість термообробки відходів і дозволяють досягти високої продуктивності при їх переробці. Для високоефективного управління плазмохімічними процесами можна застосовувати різні автоматизовані засоби контролю та керування установкою.

Для організації неперервного плазмохімічного процесу температура в плазмохімічному реакторі повинна підтримуватися на рівні $1500 \text{ }^\circ\text{C}$ і вище. Причому кожний локальний об'єм газу, що одержується в процесі переробки відходів, повинен перебувати в указаній температурній зоні $\leq 2 \text{ с}$ [10].

Для блокування повторного утворення нових небезпечних сполук продукти, що утворюються в реагентній зоні плазмохімічного реактора, слід швидко охолоджувати [51].

На рис. 1.1 представлено блок-схему мобільної плазмохімічної піролізної установки “Плазмон-3” [48] яка може бути пристосована для перероблення радіоактивних відходів ядерної енергетики та фармацевтичних відходів. Установка може бути повністю змонтована у двадцятифутовому морському контейнері та транспортуватися до місць утворення/накопичення відходів.



Рис. 1.1. Блок-схема плазмової дугової піролізної установки «Плазмон-3» продуктивністю [48].

Прототипом установки “Плазмон-3” була [47], [52] експериментальна пілотна установка «Плазмон-1» (рис. 1.2). Головними компонентами кожної плазмової дугової установки є:

- плазмовий генератор;
- блоки електроживлення та охолодження плазмогенератора;
- плазмохімічний реактор;
- компресор для подавання стиснених плазмоутворювальних газів до плазмового генератора;
- система підготовки відходів та їхнього подавання до реактора;



Рис 1.2 Загальний вигляд пілотної плазмодугової установки «Плазмон-1» [48]

- система охолодження/загартування продуктів, які утворюються в процесі плазмового дугового спалювання відходів;
- системний комунікаційний блок;
- пульт керування;

- блок накопичення не спалюваного залишку;
- система очищення остаточних димових газоаерозольних продуктів;
- інші допоміжні, контрольні системи та системи керування.

Експериментальні установки «Плазмон-1,2,3» були створені на базі вітчизняного плазмового генератора постійного струму ПУН-1, плазмоутворювальним газом у якому є повітря. Плазмовий генератор ПУН-1 було розроблено в Інституті електрозварювання ім. Є.О. Патона.

Головні тактико-технічні характеристики установки «Плазмон-3»:

- електрична потужність плазмового генератора ПУН-1 до 90 кВт;
- температура на виході з сопла плазмового генератора до 6000 °С;
- температура повітряного струменю в реагентну зону горіння (РЗГ) до 1500-3500 °С;
- температура згоряння в РЗГ в залежності від складу та вологості медичних відходів 1150-2000 °С;
- швидкість плазмоутворювального повітря на виході з компресора 50-90 м/с;
- швидкість повітряного плазмового струменю на вході в РЗГ 20-100 м/с;
- час існування продуктів піролізу в реакторі до початку охолодження до 2 с;
- ступінь молекулярної деструкції відходів 99,95 %;
- температура димової суміші на виході з димової труби 76-90 °С;
- об'єм повітря для охолодження (загартування) продуктів спалювання відходів біля 150 м³;
- загальна кількість газів, утворюваних у результаті спалювання відходів, що поступають для охолодження та очищення до 1000 м³/год;
- уміст забруднювачів в очищених газоаерозольних димових залишках, що викидаються в атмосферу, не перевищує ГДК;
- питомі затрати енергії 1...2 кВт·год/кг;
- кількість згенерованої енергії 1...2 кВт·год/кг;
- продуктивність за відходами 2...3 т/добу;
- маса установки до 1 т.

- габарити установки не перевищують $3 \times 2 \times 1,5$ м.

Модульна конструкція установки дає можливість компоувати установку для різних варіантів технологічного процесу з метою її адаптування для різних видів та категорій відходів – твердих, рідких, газо-аерозольних, тощо.

В останні роки технологічна критичність ситуації з переробленням і захороненням радіоактивних відходів, зокрема радіофармацевтичних та радіоактивних, у різних країнах викликають технологічний та екологічний інтерес.

Компоування [52] мобільної плазмової піролізної установки “Плазмон-2” для утилізації медичних відходів, розробленої і виготовленої в Україні, представлена на рис. 1.3.

Плазмотрони виконують за двома принципами живлення – трифазні струму та однофазні. Вони мають різні конструктивні особливості та призначені для різних задач.

Порівнювати плазмотрони варто за такими параметрами:

- стабільність дуги;
- енергетичні витрати;
- температура нагрівання;
- інженерно технічні особливості.

Стабільність дуги в трифазного плазмотроні вища, адже трифазне електроживлення має рівномірний розподіл струму кожною з трьох фаз, що дозволяє усунути значні температурні перепади та тримати стійкий плазмовий розряд. Однак, така особливість важлива при обробленні матеріалів з підвищеними вимогами стабільних умов. Але у випадку перероблення різних відходів висока стабільність не обов’язкова.

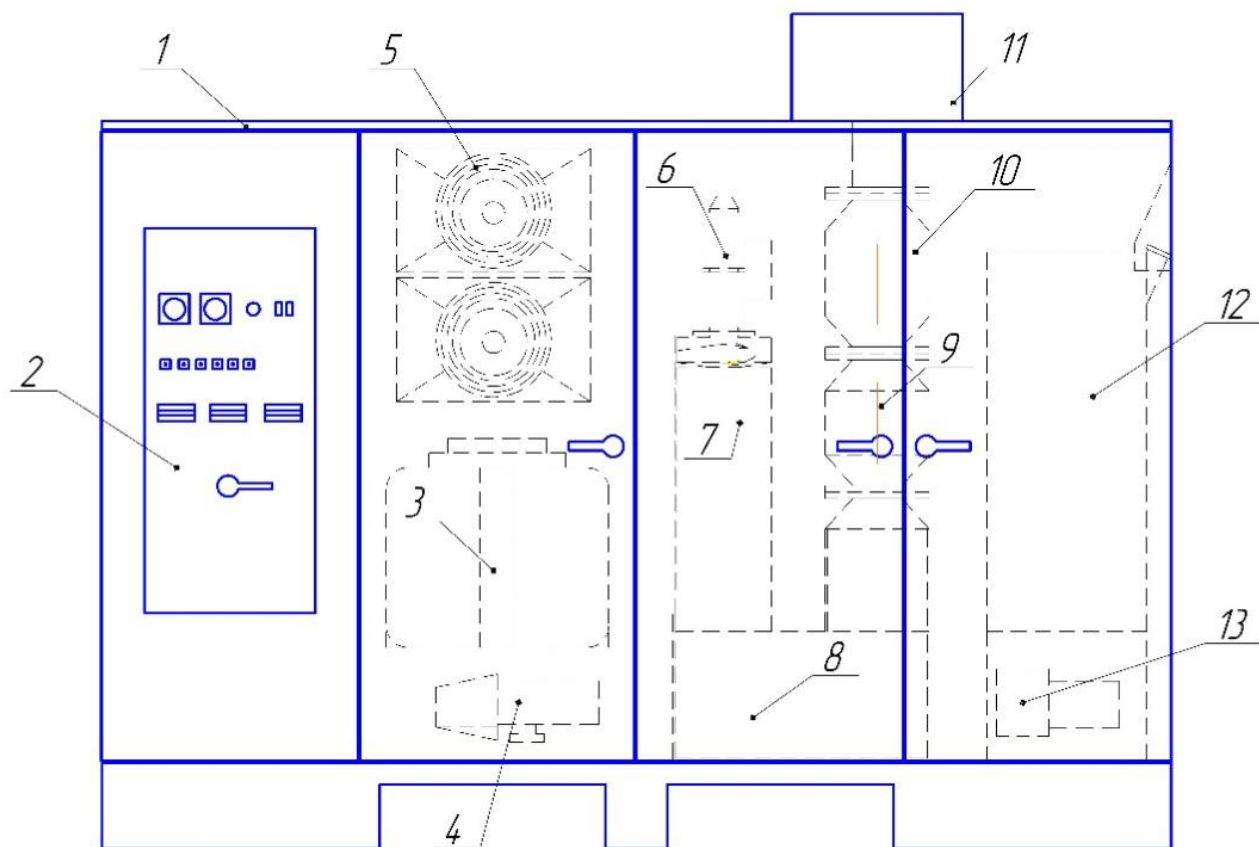


Рис. 1.3. Компонування установки «Плазмон-2»: рамна носійна конструкція; 2 – силова частина, та пульт керування; 3 – посудина системи охолодження плазмогенератора; 4 - циркуляційний насос системи охолодження плазмогенератора; 5 – теплообмінники системи охолодження плазмогенератора; 6 – плазмогенератор; 7 – реактор високотемпературного розкладання відходів; 8 – посудина для збирання залишкових продуктів; 9 – фільтр-каталізатор; 10 – глушник; 11 – фінішний високотемпературний НЕРА фільтр Н-14 [48]

Головною вимогою при цьому є умова, щоб температура в реагентній зоні плазмохімічного реактора була вищою ніж температура демоллекуляризування небезпечних молекулярних сполук, що надходять у складі відходів та заново утворюються в процесі їхнього плазмохімічного піролізу.

Для однофазних плазмотронів характерними є більший розмах коливань електричної дуги через відсутність фази, що компенсує розподіл струму. У

результаті можуть виникати періодичні коливання температури і деяка дестабілізація процесів.

Енергетична ефективність трифазних плазмотронів значно краща завдяки рівномірному розподілу струму що підвищує його коефіцієнт корисної дії і зменшує енергетичні витрати та втрати, пов'язані з нестабільністю температури.

Однофазний плазмотрон постійного струму має, як правило, вищі енергетичні витрати, оскільки електричний струм подається тільки в одну фазу. А, як відомо, це зменшує ефективність витрачання електроенергії та додаткових витрат для підтримання режиму стабільності електричної дуги.

У трифазних плазмотронах завдяки більшій стабільності електричної дуги можна досягти більш високої температури і рівномірнішого розподілу теплоти, що, своєю чергою, забезпечує стабільність температури плазмового струменя.

В однофазних плазмотронах теж можна створювати високі температура, але в цих плазмотронах виникають нестабільності температурних режимів у реагентній зоні плазмохімічного реактора через пульсації потоку.

Більша потужність та стабільність трифазних плазмотронів, незважаючи на їх більші габаритно-масові характеристики та конструкційну ускладненість, дозволяє проводити оброблення більшого асортименту різних небезпечних відходів та первинних і вторинних матеріалів.

Однофазний плазмотрон постійного струму має просту конструкцію і менші розміри і тому він легко оптимізується для використання в мобільних установках, наприклад в нашій установці «Плазмон-3». Проте його ефективність може бути нижчою, якщо потрібна висока стабілізація високих температур. Це не є перешкодою для перероблення практично всіх видів відходів, зокрема радіоактивних.

1.6 Висновки до розділу 1

1. Атомні станції малої потужності з малими модульними реакторами є перспективною технологією для електропостачання та теплопостачання міст з чистим нулем викидів парникових газів. Вони можуть мати значні переваги порівняно з атомними електростанціями високої потужності, зокрема мати вищий рівень безпеки та маневровість. Перспективним виглядає залучення малих модульних реакторів до наявних теплових електростанцій.

2. Атомні станції малої потужності децентралізовано продукують радіоактивні відходи, а після завершення строку експлуатації самі стають радіоактивним відходом. Тому ефективне впровадження малих модульних реакторів вимагає розроблення ефективних методів управління цими відходами, зокрема відпрацьованим ядерним паливом. У процесі створення будь-яких ядерних об'єктів необхідно на всіх етапах життєвого циклу передбачати заходи управління відходами.

3. На сьогодні у світі існують проєкти атомних електростанцій малої потужності та засобів управління їхніми відходами. Проте більшість проєктів знаходяться на стадії розроблення, а документація не достатня для оцінювання реальної безпеки. Висловлюються сумніви щодо економічної доцільності таких проєктів у випадку достатнього рівня ешелонованого захисту довкілля. Тому пошук шляхів створення економічно доцільних і безпечних атомних електростанцій малої потужності, що передбачають управління їхніми відходами, є актуальним і нагальним завданням для декарбонізування тепло- та електропостачання.

4. Плазмові технології перспективним напрямком управління РАВ, особливо РРАВ. На сьогодні розробляються технічні рішення для управління відходами з використанням високотемпературного плазмового середовища в електричних дугах задля розкладання небезпечних і шкідливих речовин. Необхідно пристосувати ці технології для роботи з РАВ.

5. Однофазні плазмотрони попри нижчу енергоефективність та стабільність дуги є значно більш компактними, що робить доцільним їхнє застосування в модульних установках, які можуть бути доставлені для перероблення РАВ. При цьому нестабільність практично не впливає на кінцевий стан перероблених відходів.

РОЗДІЛ 2

МІСЦЕ ЯДЕРНОЇ ЕНЕРГЕТИКИ У СИСТЕМІ ДЖЕРЕЛ ЕНЕРГІЇ

У розділі запропоновано комплексну класифікацію джерел енергії за впливом на парникові гази, за відновлюваністю та маневровістю. На відміну від відомих класифікацій запропонована охоплює різні аспекти енергетики та дозволяє виявити можливі комбінації джерел задля надійного енергопостачання. Ядерна енергетика посідає особливе місце як єдине безвуглецеве викопне джерело. Проте основною проблемою її є неможливість маневрування.

2.1 Тривимірне класифікування джерел енергії

Для того, щоб визначити місце атомної енергетики в системі екологічних джерел необхідно розробити загальну класифікацію різних енергетичних ресурсів. У сучасних умовах є декілька варіантів систематизування енергетичних джерел.

Поділ енергії на первинну та вторинну [53] не є елементом класифікації джерел, адже вся енергія з будь-якого відновлюваного чи невідновлюваного джерела називається первинною (primary) за визначенням [54], а «secondary energy» є енергією після перетворень. Законодавство [55] цього терміну не передбачає. У нас більш уживаним є «перетворена енергія».

Ділення джерел на традиційні та альтернативні [56] викликає великі сумніви. Адже «традиційним» прийнято вважати відоме здавна. На практиці, нафта як джерело енергії використовувалася ще в давньому Китаї у IV столітті до н. е. [57]. У цьому ж столітті у Давньому Єгипті з'явилися й водяні колеса [58]. А енергію вітру споживали у Вавилоні в XVII ст. до н. е. [59]. Таким чином, вітроенергетика скоріше повинна вважатися традиційною, аніж нафтопродукти.

Більш коректним є поділ джерел енергії на:

- викопні (fossil) – які видобувають з надр і як мають дуже обмежений ресурс;

- вторинні (recovered, waste) – отримані побічно в результаті інших процесів, які є безкоштовними;
- відновлювані (renewable) – більшість з яких походять від ядерної енергії, що вивільнюється на Сонці та в ядрі Землі, причому вони є умовно необмеженими, адже ресурсів вистачає на мільярди років, а після завершення життя на Землі стане неможливим.

Є джерела, які можуть бути і вторинними і відновлюваними. Це, наприклад, біомаса, біогаз та біовугілля, яку отримують зі спеціально вирощеної деревини або з відходів.

З огляду на екологічність енергетичні ресурси варто поділити на

- вуглецеві – які вивільнюють вуглець при споживанні енергії;
- безвуглецеві – які не вивільнюють вуглець разом з енергією.

При цьому не всі вуглецеві джерела шкодять довкіллю. Наприклад, біомаса (дрова, відходи сільського господарства) та вторинні біопродукти (біогаз, біометан, біовугілля) вивільнюють вуглець, який був секвестрований з довкілля протягом останніх десяти років. При їхньому споживанні лише такий вуглець вивільнюється без порушення балансу вуглецю в атмосфері. Це не стосується незаконного вирубування лісів на дрова.

Таким чином, вуглецеві джерела варто поділити на дві групи:

- вуглецево-видільні – це джерела, які в більшості утворені з концентрованої біомаси анаеробними процесами під тиском пластів порід протягом мільйонів років;
- вуглецево-нейтральні – утворені з секвестрованого рослинами протягом десятка років вуглецю рослинами, при цьому використовують як саму біомасу рослин-продуцентів (біомаса, біовугілля, біогаз), так і виведені з трофічних ланцюгів багаті вуглецем відходи (екскременти, залишки тіл) консументів (біогаз).

Третьою важливою класифікаційною ознакою є режими надходження. Подавання газового та рідкого палива можна регулювати в широких межах, що

визначаються характеристиками пальників або паливних елементів. Наявність їх зазвичай не залежить від погодних умов. Доступні на сьогодні ЯЕРУ не дозволяють швидко регулювати потужність і мають суворі обмеження через, наприклад, ксенонове отруєння. Тому єдиною можливістю реагування на провали енергоспоживання є розсіювання не спожитої енергії до довкілля. Такі ж властивості має гідроенергетика, проте ця енергія є природною і не впливає на тепловий баланс довкілля.

Ще одним видом джерел є такі, що їхнє надходження визначається некерованими зовнішніми умовами. Це – сонячна та вітрова енергія, а також енергія хвиль і припливів. Також режим надходження енергії вторинних джерел (теплота технологічних процесів, систем життєзабезпечення – водовідведення, витяжна вентиляція) залежить від режимних параметрів цих процесів. Тому такі джерела є або не маневровими або залежними від некерованих умов.

Теплота у довкіллі є практично безмежним джерелом, але згідно з другим законом термодинаміки її неможливо спожити напряду. Для її споживання потрібні теплові насоси, які живляться від безвуглецевих або вуглецевих джерел. Також теплові насоси потрібні для отримання високопотенціальної теплоти від сонячної енергії. Це має бути враховано в класифікації.

У результаті сформовано тривимірну класифікацію (рис. 2.1) джерел енергії:

- за впливом на кліматичні зміни;
- за доступністю;
- за доступністю й за режимом надходження та споживання.

При цьому частина джерел за своєю природою може одночасно стосуватися кількох груп. Класифікація має спеціальні позначки для можливого допоміжного споживання вуглецевидільних і вуглецевонейтральних джерел – сірі лінії:

- суцільні – за умови нестачі безвуглецевих джерел;
- пунктирні – за окремих потреб у підвищенні потенціалу енергії.

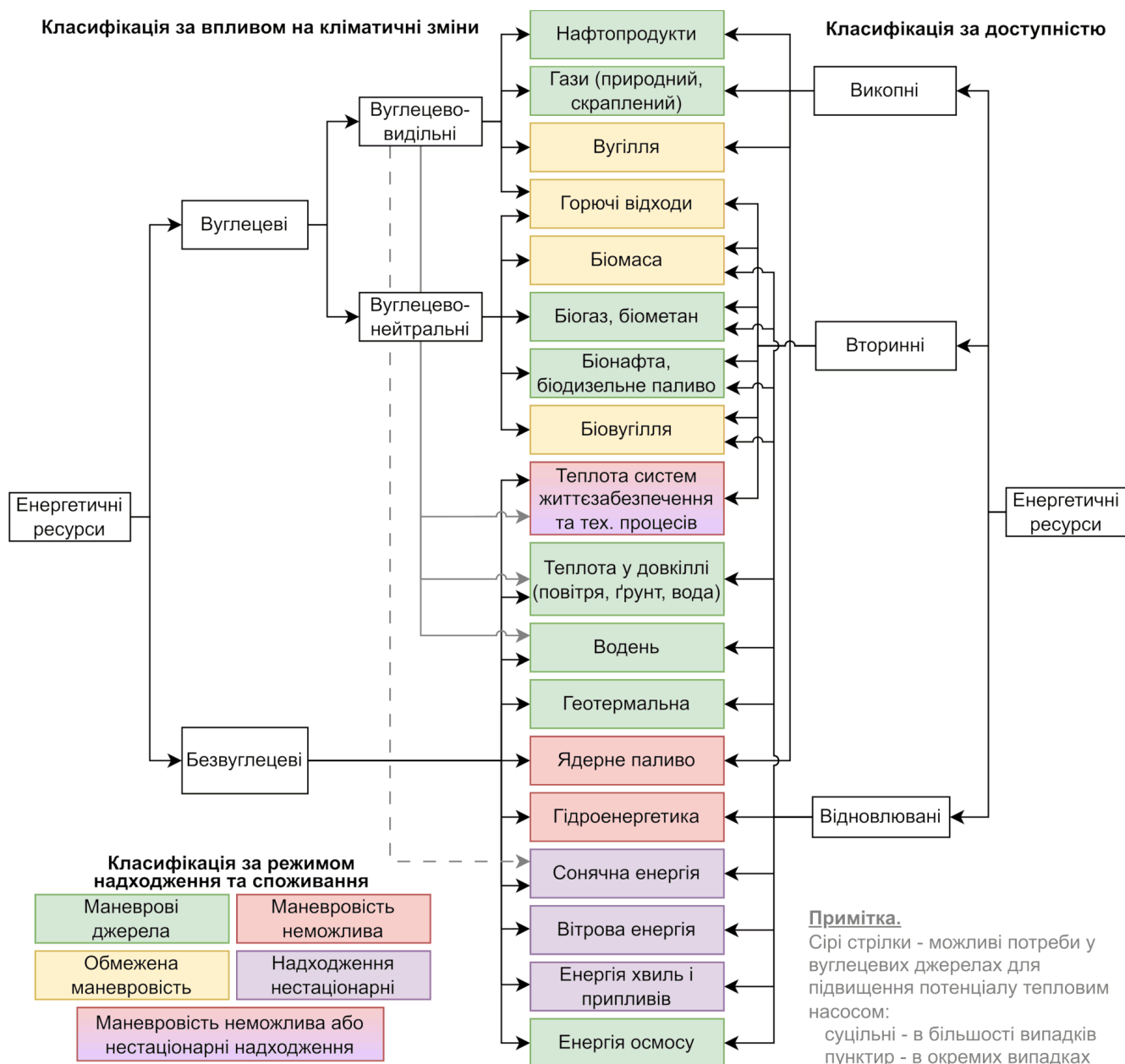


Рис. 2.1. Тривимірна класифікація джерел енергії

2.2 Характеристика джерел енергії

При класифікуванні було враховано такі джерела енергії.

Нафтопродукти – енергетичні фракції нафти: бензин, дизельне паливо, керосин. Нафтопродукти [60] складаються з рідких вуглеводнів, що формувалися протягом понад пів мільярда років (рис. 2.2) з залишків живих істот, які

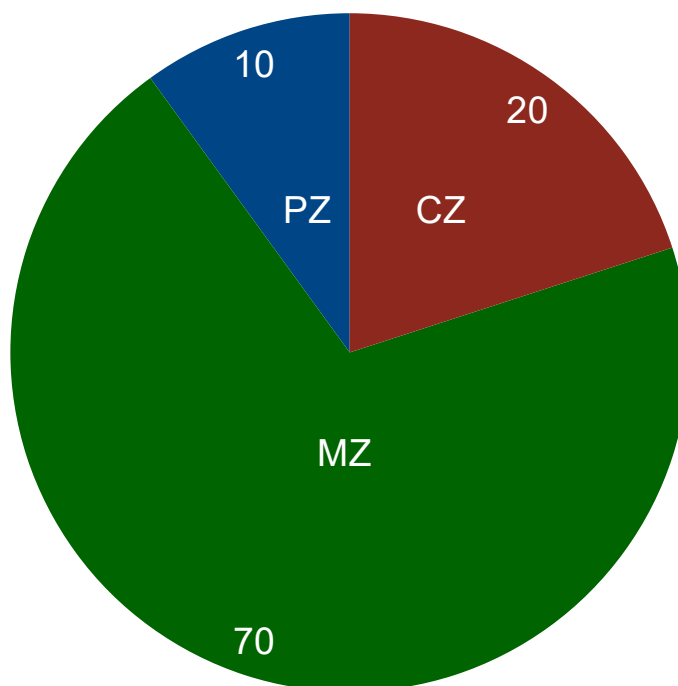


Рис. 2.2. Історія утворення нафти та газу [60]:

PZ – палеозой (541-252 млн. р. тому; MZ – мезозой (252-66 млн. р. тому);

CZ – кайнозой (до 65 млн. р. тому)

розвивалися завдяки споживанню рослинами та фотосинтетичними бактеріями енергії атомних реакцій на Сонці та передаванню її трофічними ланцюгами. Таким чином, «вихідною» (первинною стосовно природних процесів) є енергія саме атомних реакцій на Сонці та в ядрі Землі, причому остання створює необхідні температурні умови та надає енергію для реакцій у глибинних пластах. Споживання нафтопродуктів як палива призводить до швидкого повернення в атмосферу секвестрованого протягом трьох епох вуглецю. Тому їх слід віднести до вуглецевовидільних і викопних джерел. Серед переваг нафтопродуктів є маневровість. Пальники та двигуни внутрішнього згоряння можуть змінювати потужність у широких межах.

Природний [61] та скраплений газ є також продуктом анаеробного перетворення тієї ж органічної сировини й утворився приблизно в той же час, що й нафта. Вони мають ті ж проблеми, що й нафтопродукти, однак при горінні не

виділяють небезпечних речовин і мають ще кращу маневровість. Тому класифікація аналогічна.

Кам'яне вугілля [62] сформувалося з похованого під пластами торфу, утвореного залишками рослин та планктону кілька сотень мільйонів років тому. Цей вид палива окрім зазначених проблем нафти й газу має домішки, що утворюють шкідливі продукти згоряння. При горінні утворюється дим з твердими частками PM2.5. Вугілля не є легкозаймистим, а його горінням керувати значно важче, тому вугілля віднесено до викопних вуглецевовидільних джерел обмеженої маневровості. Вугілля може бути газифіковане, а отриманий газ має кращу повноту згоряння та керованість горінням.

Горючі відходи можуть бути як вуглецевовидільним, так і вуглецевонейтральним джерелом залежно від походження. Шкідливість для довкілля теж варіюється від відсутності шкідливих речовин до високотоксичних викидів. Тому на сміттєспалювальних заводах обов'язкове багатоступеневе очищення. Горючі відходи є вторинним джерелом енергії. В ієрархії управління відходами [63] перетворення на енергію посідає передостаннє місце (рис. 2.3).



Рис. 2.3. Ієрархія управління відходами

За маневровістю відходи, як і тверде паливо, є обмеженими, адже, зазвичай, не є легкозаймистими.

Біомаса є вуглецевонеutralним джерелом енергії, адже вивільнює лише той вуглець, який було секвестровано з атмосфери протягом останнього десятиліття, з використанням як «вихідної» енергії атомних реакцій на Сонці. Вона може бути відновлюваним джерелом енергії, якщо отримана зі спеціально вирощених рослин або фітопланктоону чи водоростей з біореакторів. Якщо ж вона отримана з відходів деревооброблення або сільського господарства, то вона є вторинним джерелом. За маневровістю вона відповідає обмеженням як для твердого палива.

Біогаз і вироблений з нього біометан є вуглецевонеutralними джерелами. Адже вони виробляються з органічної сировини рослинного та тваринного походження шляхом бактеріального розкладання. Вони можуть бути, вторинними, відновлюваними або одночасно і тими і тими залежно від походження сировини. Адже їх часто виготовляють із сумішей. Маневровість, зазвичай, легка, особливо за наявності газгольдерів для акумулювання виробленого біогазу/біометану. «вихідною» енергією є енергія атомних реакцій на Сонці та в ядрі Землі, що сформували всі наявні органічні ресурси, з яких ці горючі відходи утворено.

Аналогічно класифікують біонафту та біодизельне паливо, хоча методи отримання їх інші – піроліз або хімічні перетворення. Біовугілля є теж вуглецевонеutralним відновлюваним або вторинним джерелом. Проте за маневровістю воно відповідає обмеженням як для вугілля.

Розповсюдженим джерелом енергії є теплота систем життєзабезпечення та технологічних процесів. Використовують теплоту стічних вод систем водовідведення, витяжного повітря, тепловтрати будівель і підземних споруд, відвідні гази котелень та печей тощо. Усі ці джерела є вторинними і самі по собі безвуглецевими. Проте для низькопотенціальних джерел використовують теплові насоси, що споживають енергію або вуглецевих джерел (показано сірою стрілкою), або безвуглецевих. Виріток енергії пов'язаний з процесом, який не можна

змінювати відповідно до енергопотреб. Якщо процес постійний, маневровість неможлива. Якщо ж процес змінний, то надходження будуть нестабільними.

Теплота в довкіллі (повітря, ґрунт, ґрунтові води) є безвуглецевим відновлюваним ресурсом, проте з дуже обмеженою відновлюваністю і обов'язковою потребою теплових насосів на інших видах енергії. Довкілля не виробляє енергію а лише її зберігає. Тому використання теплоти ґрунту вимагає її повернення. Повітря ж є рухливим, тому попри нижчу ефективність повітряні теплові насоси не вимагають скидання теплоти в атмосферу. Цю задачу вирішує теплове забруднення атмосфери будівлями, підприємствами та автотранспортом.

Водень не зустрічається в природі в достатніх кількостях, як природний газ чи пропан-бутан. Його отримують, в основному, електролізом води та як побічний продукт хімічних технологій. Тому застосування інших джерел обов'язкове. Сам по собі водень безвуглецевий, відновлюваний та маневровий.

Геотермальна енергія – це енергія атомних реакцій у ядрі Землі, передана крізь мантию та ґрунт або ґрунтову воду. Вона є безвуглецевою, відновлюваною та маневровою. Основні проблеми – висока солоність води та велика глибина залягання гарячих ґрунтових мас. Її часто плутають з теплотою в довкіллі, особливо ґрунтовими тепловими насосами.

Ядерне паливо займає виняткове місце в класифікації. Це – єдине безвуглецеве викопне джерело енергії, хоча через величезну густину енергії його запаси дуже великі. Основна проблема – відсутність маневровості, адже зміна режиму реакторів є задачею з затратами значного часу, а зниження потужності нижче критичної межі вимагає зупинення та перезапуску реактора через ксенонове отруєння, що вимагає тижнів. Також аварії мають тривалі радіаційні наслідки.

Гідроенергетика є однією з найстаріших видів енергетики. Вона використовує, як «вихідну» енергію атомних реакцій на Сонці та в ядрі Землі, що постійно підтримують колообіг води в природі. Завдяки випаровуванню, опадам та джерелам відбувається постійне підтримання течій річок, механічну енергію яких перетворює гідроенергетика. Цей вид енергетики варіюється від абсолютно

безпечної при використанні водяних колес або енергії гірських річок на міні-гідроелектростанціях до катастрофічно небезпечної з непоправним знищенням родючих земель і біорізноманіття під водосховищами та унеможливлення пересування та нересту, а також постійної загибелі гідробіонтів у обладнанні. Це джерело є безвуглецевим і відновлюваним. І хоча маневровість неможлива, це не призводить до додаткового енергетичного забруднення довкілля.

Сонячна енергія або енергія атомних реакцій на Сонці є «вихідною» для більшості вторинних, відновлюваних та викопних джерел. Вона є безвуглецевою, відновлюваною, але її надходження залежать від часу доби, хмарності та стану атмосфери. У природі ця проблема вирішується достатньо просто – акумулюванням у формі енергії хімічних зв'язків рослинами. Людство поки не створило екологічно безпечних технологій акумулювання.

Вітрова енергія є однією з найбільш змінних, окрім окремих регіонів з тривалими вітрами. «Вихідною» для неї є енергія атомних реакцій на Сонці у двох формах – електромагнітного випромінювання, що створює різниці температури, тиску й густини повітря, а також випромінених заряджених частинок, що утворюють електростатичні сили. Класифікується аналогічно сонячній.

Енергія хвиль і припливів утворюється дією вітру та змінного тяжіння планет, що рухаються одна відносно одної. «Вихідними» є атомні реакції на Сонці, що спричиняють вітер, а також руху Місяця. Ця енергія залежить від вітру та положення Місяця, тому має нестаціонарні надходження. Вона є відновлюваною безвуглецевою.

Енергію осмосу в дельтах річок почали освоювати відносно нещодавно. Проєкти є пілотними, але перспективними. Щоб визначити «вихідну» енергію, звідки береться різниця солоності, достатньо зазначити, що прісна вода виникає з солоної води океанів при випаровуванні під дією теплоти, що утворюється атомними реакціями на Сонці, та випадінні опадами. Тому «вихідною» є енергія атомних реакцій на Сонці та в ядрі Землі, що впливає на рух ґрунтових вод і

джерела. Ця енергія має постійні нерегульовані надходження, але відсутність маневровості не впливає на енергетичне забруднення довкілля.

У підсумку маємо особливе місце атомної енергії у світі як «вихідного» джерела для практично всіх джерел первинної енергії за винятком припливів. Атомна енергетика також займає особливе місце. По-перше, вона споживає «вихідну» енергію безпосередньо. По-друге, вона є єдиним викопним і безвуглецевим джерелом енергії. По-третє, її запаси та енергетична густина палива дуже великі та можуть вирішити енергетичний дефіцит. Але вона має дві критичні проблеми – відсутність маневровості з тепловим забрудненням довкілля неспожитою енергією та відтерміновані радіаційні наслідки при аваріях.

2.3 Висновки до розділу 2

1. Тривимірна класифікація джерел енергії дозволяє виявити місце атомної енергії в загальній енергетиці планети. Атомні енергія є «вихідною» для практично всіх джерел, що робить її унікальною у Всесвіті.

2. Атомна енергетика споживає «вихідну» енергію безпосередньо і є єдиним одночасно викопним і безвуглецевим джерелом енергії. Основними проблемами є відсутність маневровості, що спричинює теплове забруднення довкілля, та серйозні радіаційні наслідки для навколишнього середовища.

РОЗДІЛ 3

ВИКОРИСТАННЯ МАЛИХ МОДУЛЬНИХ РЕАКТОРІВ ДЛЯ МОДЕРНІЗУВАННЯ НАЯВНИХ ТЕПЛОВИХ ЕЛЕКТРОСТАНЦІЙ ДО ДЖЕРЕЛ ЕНЕРГІЇ З ЧИСТИМ НУЛЕМ ВИКИДІВ ПАРНИКОВИХ ГАЗІВ

У розділі розглянуто можливості залучення малих модульних реакторів до наявних теплофікаційних циклів теплових електростанцій. Запропоновано схемні рішення, створено та проаналізовано математичні моделі. Зокрема оцінено ефективність використання теплового насоса у складі такої атомної електростанції малої потужності. Результати показали можливість і доцільність модернізувати теплові електростанції до атомних електростанцій малої потужності шляхом використання малих модульних реакторів як джерел теплоти.

3.1 Застосування схеми з використанням підігрівача високого тиску

Для забезпечення чистого нуля викидів парникових газів та уникнення забруднення атмосфери токсичними продуктами згоряння необхідно розглянути можливості модернізувати наявні теплові електростанції до АСМП. При переводі теплових електростанцій на атомне генерування основною проблемою є знижені параметри робочого тіла (водяної пари) порівняно з газовими або вугільними котлами. Початковий тиск пари $P_0 = 0,4$ МПа турбоустановок з реакторами типу PWR забезпечують ККД на рівні 30 %.

Використовуючи [64] наведені характеристики SMR-160, розрахунковий ККД дорівнює відношенню електричної потужності $N_{el} = 160$ МВт до теплової продуктивності реактора $Q_{реакт} = 525$ МВт і становить лише $\eta = 0,305$. Це означає, що ніякого додаткового виробництва теплоти не може бути. Натомість в установці KLT-40S при електричній потужності турбіни 35 МВт потужність реактора становить 150 МВт, що перевищує необхідну для турбіни потужність $35/0,30=117$ МВт. Це дозволяє виробити відносно велику кількість теплоти для споживача – 29 МВт.

Якщо використовувати SMR-160 як атомну станцію тепlopостачання (АСТ), то при тепловій потужності реактора 525 МВт, він може успішно забезпечити теплотою район великого міста. Але тут постає питання економіки. При конфігурації АСТ станція буде працювати тільки в опалювальний період, що робить її неекономічною.

Існує можливість генерування холоду для кондиціонування повітря. Проте це не вирішує, а поглиблює проблему. Адже станцію треба зупиняти двічі на рік – в обидва перехідні періоди, коли ані теплота ані холод не потрібні.

Для забезпечення роботи цілий рік схема АСМП повинна мати обладнання для обох режимів: конденсаційного при виробітку тільки електроенергії влітку та теплового для теплового забезпечення взимку. Така схема запропонована в авторській роботі [64] (рис. 3.1).

Улітку АСМП працює у конденсаційному режимі: працює основна двоциліндрова турбіна. Узимку пропонується перехід на теплофікаційний режим: вимикається, циліндр низького тиску, а вся пара з вихлопу циліндра високого тиску направляється в систему регенерування теплоти та на теплофікаційну установку (ТФУ). Термодинамічно вигідно підігрівати воду у двох ступенях: спочатку відібраною парою а потім гострою парою.

Для визначення можливої теплової потужності споживача теплоти розраховано типову [64] модернізовану до АСМП ТЕС у теплофікаційному режимі (рис. 3.2) з типовими вихідними даними:

- потужність реактора (парогенератора) 525 МВт;
- параметри гострої пари: тиск $P_0 = 3,4$ МПа; $t_0 = 285$ °С;
- температура живильної води 170 °С;
- тиск в деаераторі 0,101325 МПа;
- температура прямої мережевої води 130 °С;
- температура зворотної мережевої води 70 °С;
- тиск пари за циліндром високого тиску 0,357 МПа.

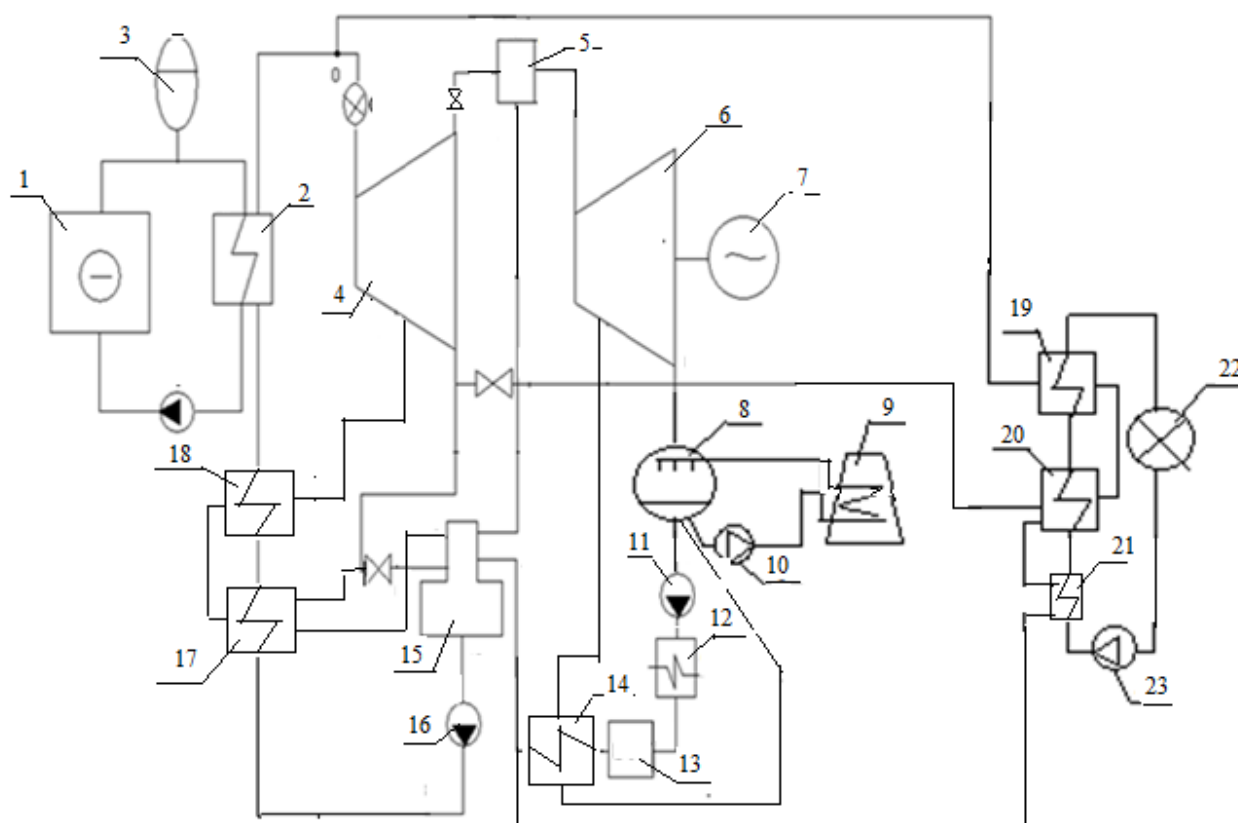


Рис. 3.1. Схема модернізованої теплової електростанції до атомної станції малої потужності [64] для роботи в конденсаційному режимі влітку та у теплофікаційному режимі взимку:

1 – реактор; 2 – парогенератор; 3 – компенсатор тиску; 4 – циліндр високого тиску парової турбіни; 5 – сепаратор; 6 – циліндр низького тиску; 7 – електрогенератор; 8 – конденсатор змішування; 9 – сухий охолоджувач; 10 – циркуляційний насос; 11 – конденсатний насос; 12 – охолоджувач ежекторів; 13 – знесолювальна установка; 14 – підігрівач низького тиску (ПНТ); 15 – деаератор; 16 – живильний насос; 17 – підігрівач високого тиску ПВТ-1; 18 – підігрівач високого тиску ПВТ-2; 19 – підігрівач мережевої води ПМВ-2; 20 – підігрівач мережевої води ПМВ-1; 21 – охолоджувач дренажу; 22 – споживач теплоти; 23 – мережевий насос

Згідно з методикою розрахунку [65] спочатку була розрахована теплофікаційна установка за будь-якої потужності теплоспоживача. У результаті розрахунку за потужності ТФУ 50 МВт було отримано такі результати.

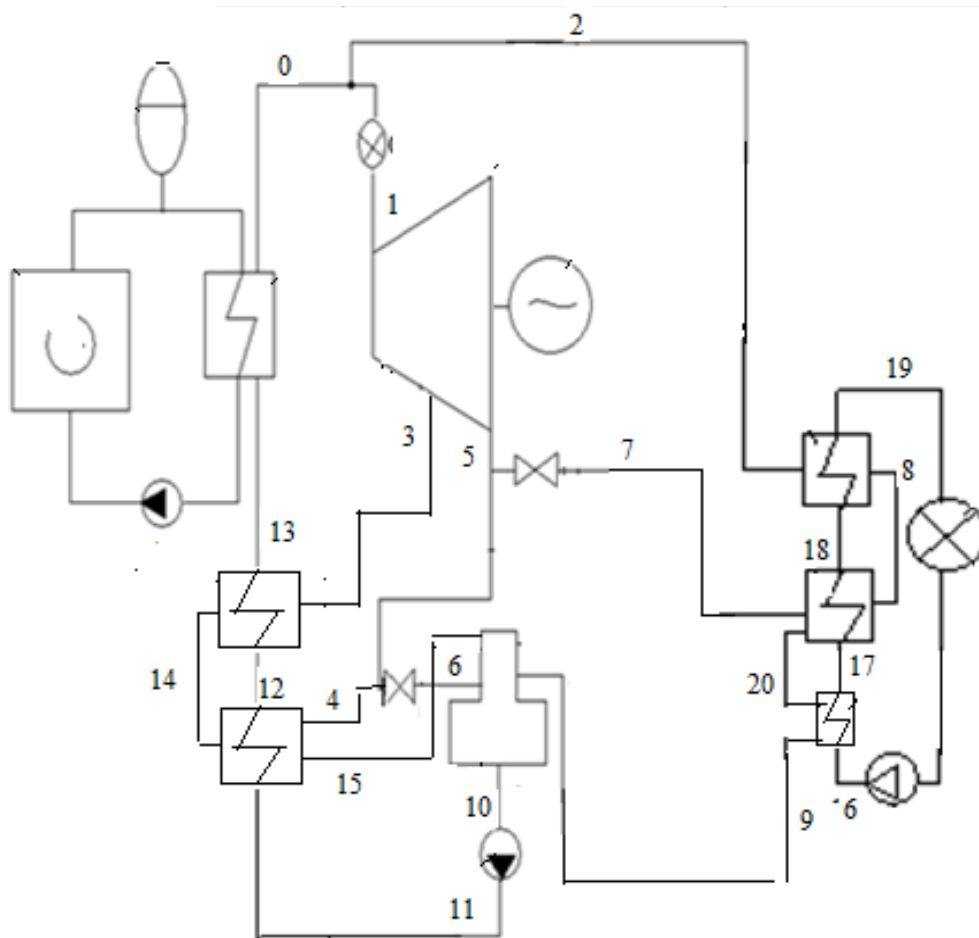


Рис. 3.2. Схема роботи атомної станції малої потужності у теплофікаційному режимі [64]: позначки див. рис. 3.1

Витрати пари на мережевий підігрівач $D_2 = 13,014$ кг/с; $D_7 = 9,44$ кг/с; співвідношення витрати гострої пари до витрати пари на ПМВ-1: $D_2/D_7 = 1,3785$.

У вузлових точках схеми спочатку визначаються температура, тиск та ентальпія (табл. 3.1). З матеріально-енергетичного балансу парогенератора визначається витрата пари з парогенератора та живильної води:

$$D_0 = \frac{Q_{ng} \cdot 10^3}{h_0 - h_{жс}}, \text{ кг/с} \quad (3.1)$$

де h_0 — ентальпія гострої пари, у даному випадку 2946,8 кДж/кг;
 $h_{жс}$ — ентальпія живильної води, що становить 721 кДж/кг.

Таблиця 3.1

Параметри робочого тіла у вузлових точках схеми відповідно до рис. 3.2

Параметри	Номер точки						
	0	1	2	3	4	5	6
P, МПа	3,4	3,23	3,23	1,037	0,324	0,357	0,324
t, °C	285	284	284	181,47	136,5	139,56	136,5
h, кДж/кг	2946,8	2946,8	2946,8	2754,2	2599,6	2599,6	2599,6
D, кг/с	237,8	122,4	115,4	18,68	12,8	103,72	7,197
Параметри	Номер точки						
	7	8	9	10	11	12	13
P, МПа	0,324	3,2	0,324	0,1	5,7	5,5	5,3
t, °C	136,5	237,44	79,45	100	100,4	130,4	170
h, кДж/кг	2599,6	1025,8	332,9	417,4	424,68	551,1	721
D, кг/с	83,72	115,4	199,1	237,8	237,8	237,8	237,8
Параметри	Номер точки						
	14	15	16	17	18	19	20
P, МПа	0,954	0,324	0,4	0,35	0,3	0,25	0,324
t, °C	140,4	110,4	70	76,5	100	130	136,5
h, кДж/кг	590,7	462,9	293,3	320,5	419	544,7	574,13
D, кг/с	18,68	31,48	1760,2	1760,2	1760,2	1760,2	1760,2

За формулою (3.1) витрата пари з парогенератора $D_0 = 237,8$ кг/с.

Потім у результаті розв'язання рівнянь матеріально-енергетичного балансу послідовно ПВТ-2, ПВТ-1 та деаератора визначаються витрати пари на ці елементи схеми, відповідно, D_3 , D_4 , D_6 і D_9 , кг/с. У свою чергу,

$$D_9 = D_7 + D_2, \text{ кг/с}, \quad (3.2)$$

звідки $D_7 = D_9 / 2,3785 = 83,7$ кг/с, а $D_2 = 115,4$ кг/с.

Потужність теплоспоживача визначиться з прямої пропорційності до витрати пари D_7 . Оскільки при потужності 50 МВт $D_7 = 9,44$ кг/с, то при $D_7 = 83,7$ кг/с запропонована схема забезпечить в теплофікаційному режимі теплоту обсягом 442,5 МВт (при потужності реактора 525 МВт).

Електрична потужність АСМП в теплофікаційному режимі визначається за формулою

$$N_{el} = (D_1 \cdot (h_0 - h_3) + (D_1 - D_3) \cdot (h_3 - h_5)) \cdot \eta_{mex} \cdot \eta_{el} = 36,1 \text{ МВт}, \quad (3.3)$$

- де D_1 — витрата пари на вході до турбіни, кг/с;
 h_3 — ентальпія пари на вході до ПВТ-2;
 h_5 — ентальпія пари на вході до ПМВ-1;
 η_{mex} — механічний коефіцієнт корисної дії турбіни;
 η_{el} — коефіцієнт корисної дії електрогенератора.

За формулою (3.3) та табл. 3.1 отримуємо $N_{el} = 36,1 \text{ МВт}$.

3.2 Оцінювання можливості підвищити ефективність атомних станцій малої потужності тепловими насосами

У роботі [66] запропоновано підвищити ефективність шляхом використання повної потужності турбіни та встановлення теплового насоса, що відбирає теплоту від конденсатора 8, підвищує її потенціал і подає в теплову мережу. З огляду на другий закон термодинаміки така можливість викликає сумніви. Оцінимо максимальну потужність теплопостачання для АСМП з SMR-160 при використанні теплового насоса. При температурі конденсації пари [66] в конденсаторі 32,9 °С та нагріванні води до 65 °С коефіцієнт перетворення теплового насоса $COP=5,365$. В SMR-160 потужність конденсатора турбіни дорівнює:

$$Q_{конд} = Q_{винTH} = Q_{реакт} - N_{el}, \quad (3.4)$$

- де $Q_{винTH}$ — теплота, що поглинається випарником теплового насоса, МВт;

За формулою (3.4) випарник теплового насоса поглинає 365 МВт теплоти. При цьому тепловий баланс теплового насоса

$$Q_{\text{конд}TH} = Q_{\text{вип}TH} + N_{\text{компр}}, \quad (3.5)$$

або

$$Q_{\text{конд}TH} = Q_{\text{вип}TH} + \frac{Q_{\text{конд}TH}}{COP}. \quad (3.6)$$

З рівнянь (3.4) і (3.6)

$$Q_{\text{конд}TH} = \frac{Q_{\text{вип}TH}}{\left(1 - \frac{1}{COP}\right)} = \frac{365}{\left(1 - \frac{1}{5,365}\right)} = 448,62 \text{ МВт}} \quad (3.7)$$

та за визначенням коефіцієнта перетворення

$$N_{\text{компр}} = \frac{Q_{\text{конд}TH}}{COP} = \frac{448,62}{5,365} = 83,62 \text{ МВт}} \quad (3.8)$$

Таким чином, за формулами (3.7) і (3.8) використання теплового насоса з конденсатором парової турбіни як низькопотенційного джерела енергії дозволить виробити $Q_{\text{конд}TH} = 448,62$ МВт теплоти для теплоспоживача при споживанні компресором 83,62 МВт електроенергії, виробленої турбіною. Тому станція спроможна буде видати $N_{\text{турб}} - N_{\text{компр}} = 160 - 83,62 = 76,38$ МВт електроенергії.

Слід зауважити, що при використанні ТФУ мережева вода має температуру 130 °С, що відповідає потребам споживачів. Використання теплового насоса наче збільшує теплову та електричну продуктивність, але вимагає повного переведення всіх споживачів на низькотемпературне опалення, щоб забезпечити зниження параметрів теплоносія до 65 °С. Це економічно доцільно лише якщо дало б значне заощадження енергії – хоча б у кілька разів – і лише з залученням грантових коштів. Оцінити знічущість заощадження енергії без детальних

перерахунків опалення дозволить ексергетичний метод [67], який враховує працездатність теплової енергії різного потенціалу. Ексергетичний ККД

$$\eta_{ex} = \frac{N_{el} + E_q}{Q_{реакт}}, \quad (3.9)$$

де E_q – потік ексергії з теплоносієм, МВт, що відповідає тому потоку теплоти, який можна було б спожити, якщо довести цей теплоносій до рівноваги з довкіллям.

Порівняємо результати розрахунків (рис. 3.3). Конденсаційний режим з теплофікаційними відборами програє через неможливість забезпечити достатньо теплову потужність.

Схеми з ТФУ та тепловим насосом за тепловою потужністю теплопостачання практично однакові. Проте схема з використанням теплового насоса має вдвічі більшу електричну потужність і тому, на перший погляд, має перевагу. Проте треба розуміти, завдяки чому ця перевага виникає. Адже відпуск теплоти відбувається значно нижчого потенціалу – 69 °С проти 130 з ТФУ.

Остаточне рішення слід приймати за ексергетичним ККД, який незначно менший при застосуванні теплового насоса – на 1,3 % абсолютного значення або 4,5 % відносного. Отже, ніяких суттєвих термодинамічних переваг схема з тепловим насосом не матиме, натомість вимагатиме реконструкції всіх будівель району міста.

Крім того, якщо вже проєктувати нові мікрорайони на низькотемпературне теплопостачання, то більш ексергетично ефективним буде варіант перероблення турбіни на теплофікаційний цикл з видаванням теплоносія за параметрами 70-40 °С, адже дозволяє уникати додаткових перетворень теплоти в тепловому насосі.

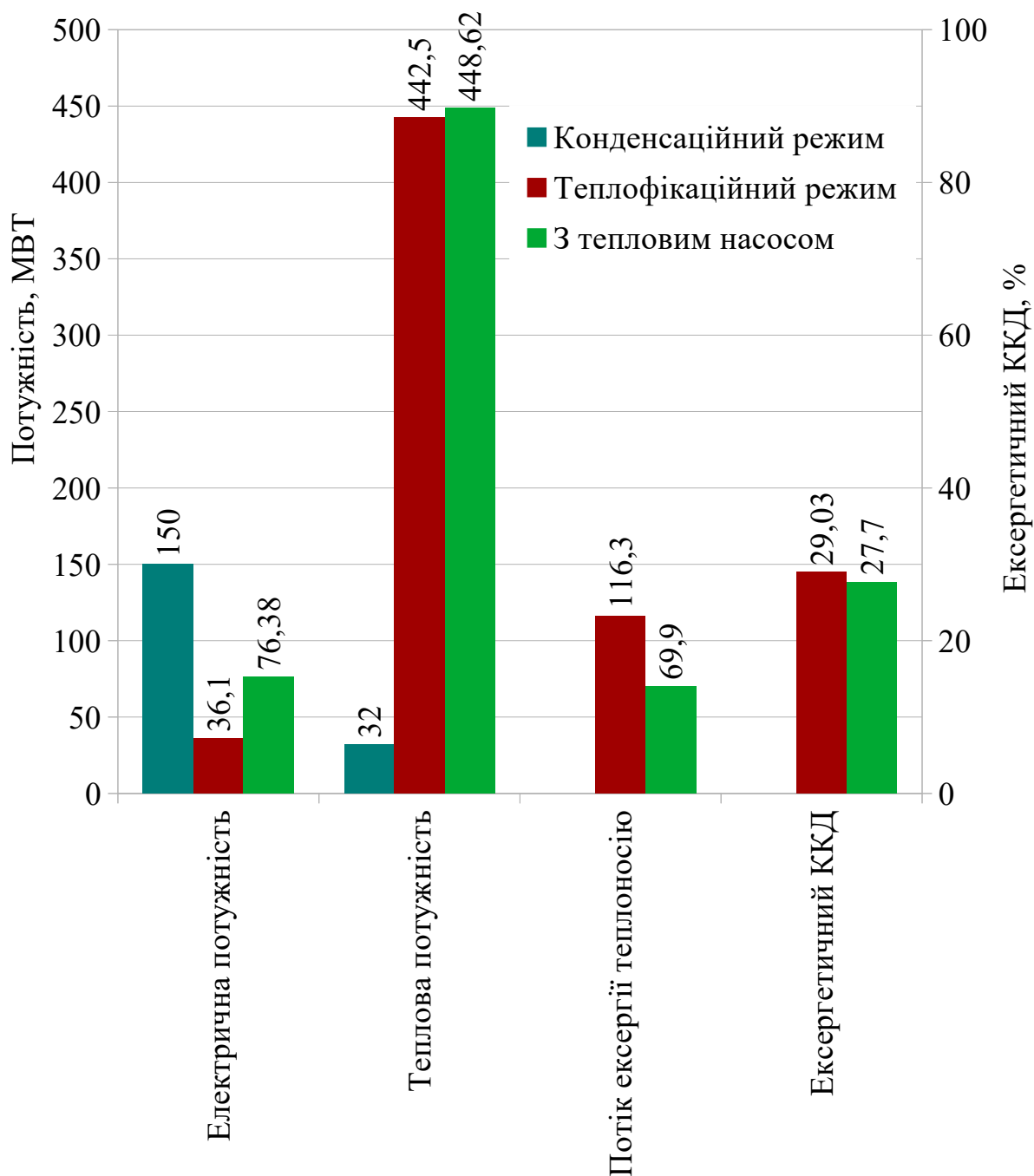


Рис. 3.3. Порівняння різних схем використання АСМП з SMR-160

Таким чином, реконструкція ТЕЦ до АСМП з ММР є ефективним способом декарбонізування генерування теплової та електричної енергії в містах, що дозволяє при правильному виборі теплової схеми забезпечити потреби споживачів зі зменшеною шкодою довкіллю порівняно зі спалюванням палива та викидами парникових газів і токсичних продуктів згоряння.

3.3 Аналіз першочергових потреб у теплопостачанні на прикладі м. Києва

Одночасно модернізувати всю систему теплопостачання великого міста можливо лише за умови дуже великих разових вкладень коштів. Зазвичай, подібні роботи виконують поетапно і починають з найбільш проблемних районів. Тому після виявлення технічних можливостей розглянемо підхід до визначення пріоритетних об'єктів теплопостачання. Для прикладу розглянемо м. Київ. Визначимо такі групи (мікро)районів:

Група А. Зони обслуговування критично пошкоджених систем: Дарницька площа, Стара Дарниця, Харківський масив, ДВРЗ, частина Лівобережного масиву, що мали жититися від пошкодженої Дарницької ТЕЦ. Має першочергово модернізуватися

Група Б. Зони обслуговування критично зношених систем – понад 80 %: Липки, район бульвару Миколи Міхновського, Чоколівка, район Залізничного вокзалу. Кількість аварій трубопроводів можна знизити шляхом зниження тиску та витрати води в теплових мережах завдяки модернізуванню елеваторних теплових пунктів до сучасних енергоефективних насосних з резервуванням їхнього живлення. Автоматизація їх дозволяє заощадити не менше 30 % енергії, проте переводить до групи В.

Група В. Райони висотної забудови з насосними тепловими пунктами, критично залежні від роботи циркуляційних насосів – Позняки, Осокорки, Троєщина, нові квартали Оболоні. Вимагають резервування живлення насосів, що вже забезпечено додатковими генераторами.

Помилково вважати, що термомодернізація систем з заміною елеваторних теплових пунктів сучасними насосними призводить до погіршення надійності теплопостачання. Насправді продовження експлуатації старих теплових пунктів потребує достатнього тиску в кожному тепловому пункті для роботи елеваторів з коефіцієнтом корисної дії порядку 10 %. Це спричинює знос трубопроводів та постійні аварії з припиненням теплопостачання. Живлення насосів можна

резервувати генераторами або джерелами безперебійного живлення, наприклад установками [68].

Для наочності побудуємо зазначені (мікро)райони на мапі Києва (рис. 3.4). Червоним кольором виділимо групу А, жовтим – групу Б та зеленим – групу В. Саме група А потребує першочергового вжиття заходів, група Б – у другу чергу, а в групі В на сьогодні проблема вже вирішена генераторами.

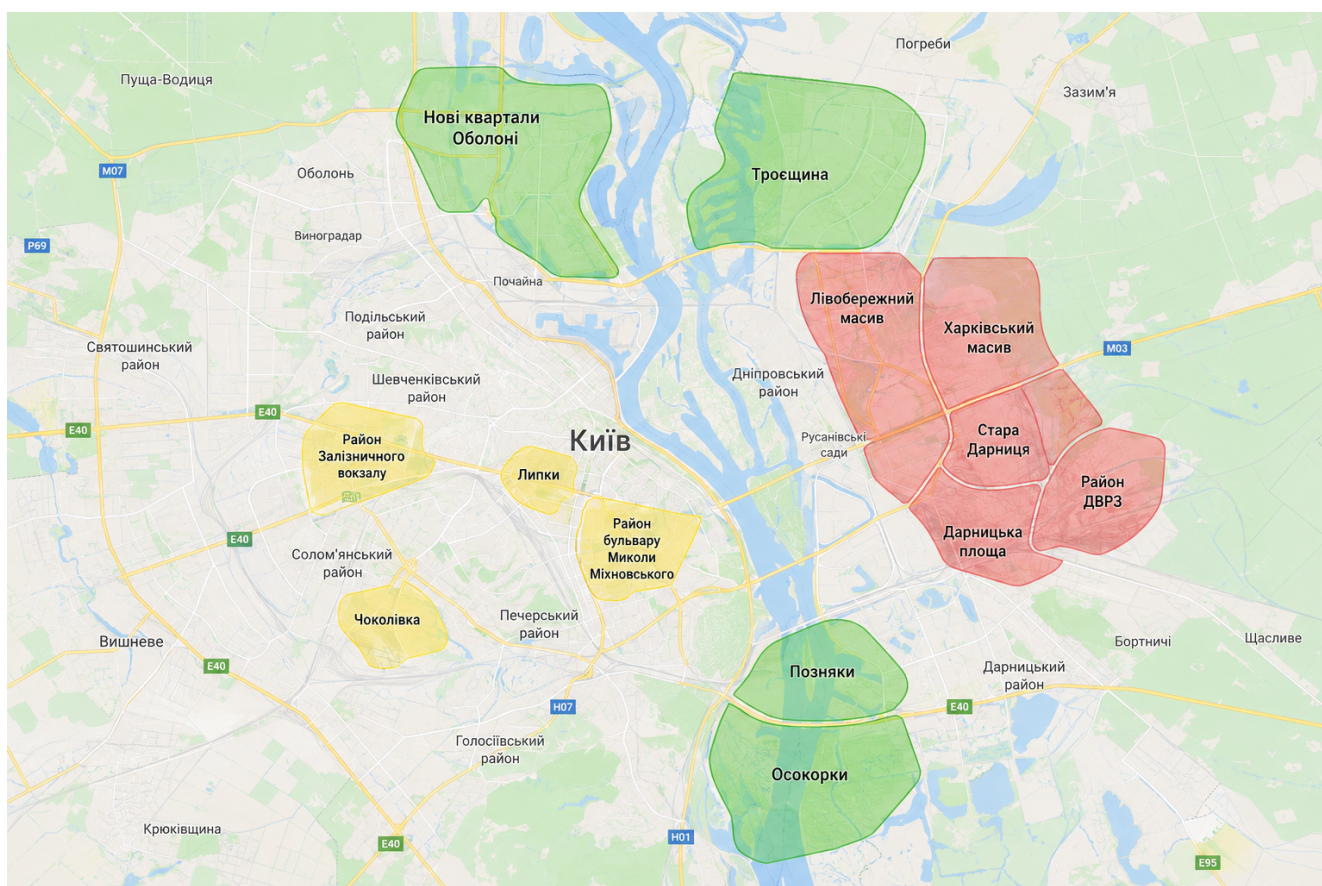


Рис. 3.4. Мапа Києва з нанесеними проблемними групами (мікро)районів щодо теплопостачання:

Червоний – група А, що живилася від пошкодженої інфраструктури; жовтий – група Б зі зношеною інфраструктурою; зелений – група В з висотними будинками з насосними тепловими пунктами, де теплопостачання залежить від електричного живлення насосів

3.4 Висновки до розділу 3

1. Реконструкція теплових електростанцій до атомних з малими модульними реакторами є перспективним рішенням декарбонізування та підвищення екологічної безпеки тепло- та електропостачання. Запропонована схема з двома режимами роботи – конденсаційним і теплофікаційним, дозволяє максимально забезпечити споживачів електричною енергією в теплий період року та тепловою й електричною енергією – в холодний. Зокрема, використання модульного реактора SMR-160 дозволяє виробити 442,5 МВт теплової енергії при параметрах теплоносію 130-70 °C та 36,1 МВт електроенергії.

2. Схема з тепловим насосом дозволяє збільшити виробництво електроенергії до 76,38 МВт і теплової – до 448,62 МВт. Проте теплоносії подаватиметься з температурою 65 °C, що вимагатиме реконструювати всі системи опалення на низькотемпературні. При цьому ексергетичний ККД впаде на 1,3 %, тобто таке рішення в підсумку не матиме суттєвих переваг. За можливості зниження параметрів теплоносію кращим рішенням буде модернізувати турбінну установку для уникнення додаткового перетворення енергії тепловим насосом.

2. Аналіз ситуації з теплопостачанням дозволив запропонувати доцільний порядок уживання заходів щодо стабілізування теплопостачання в умовах війни. На прикладі м. Києва показано три основні групи проблемних (мікро)районів: А – що живляться від пошкоджених джерел і вимагають негайних заходів; Б – зі зношеною інфраструктурою, де можна вжити заходи в другу чергу; В – залежні від електропостачання насосів, де проблема вже вирішена генераторами.

РОЗДІЛ 4

ТЕОРЕТИЧНІ ДОСЛІДЖЕННЯ ПРИШВИДШЕННЯ ВИПРОБУВАННЯ СИСТЕМИ ГЕРМЕТИЧНОГО ОГОРОДЖЕННЯ МЕТОДОМ АБСОЛЮТНОГО ТИСКУ

Одним з важливих ступенів захисту ядерних об'єктів є локалізаційні системи безпеки для утримання радіоактивних речовин у межах енергоблоку та для запобігання їхнього вивільнення до навколишнього середовища. Актуальним є завдання випробування системи герметичного огородження (СГО), що є останнім бар'єром. Для цього використовується метод «абсолютного тиску». Такі випробування тривають понад 25 годин. У розділі теоретично обґрунтовано використання ежектора для пришвидшення подавання повітря компресором на підставі нового підходу до розрахунку ежектора, що підвищує ефективність і стійкість обчислень. Враховано наявність фільтра на вході повітря. Моделювання ежектора за допомогою стандартної k - ϵ моделі турбулентних течій підтвердило, що оптимальним модулем є 8,6.

4.1 Основи методу абсолютного тиску для випробування герметичності

Одним з важливих ступенів захисту ядерних об'єктів є локалізаційні системи безпеки для утримання радіоактивних речовин у межах енергоблоку та для запобігання їхнього вивільнення до навколишнього середовища. Актуальним є завдання випробування системи герметичного огородження (СГО), що є останнім бар'єром.

При випробуваннях герметичності СГО і елементів системи локалізації наслідків можливої аварії на АЕС України використовується метод «абсолютного тиску» [69]. За цим методом у результаті вимірювання тиску, температури та вологості повітря за рівнянням Клапейрона визначається маса наявного в СГО повітря. Випробування складаються з п'яти етапів:

- вакуумування;
- нагнітання повітря для досягнення необхідного значення тиску 169 кПа;
- стабілізування параметрів;
- вимірювання;
- скидання тиску.

Такі випробування тривають понад 25 годин. Упродовж випробувань ніякі роботи в СГО не проводяться. Забезпечення надлишкового тиску в СГО здійснюється за допомогою компресора. Через великий об'єм СГО для нагнітання повітря потрібний відносно великий час, який впливає на економічні показники АЕС [69]. У цій роботі запропоновано як одне з рішень зменшити час нагнітання повітря при випробуваннях герметичності захисної оболонки АЕС за допомогою ежектора.

Детальні розрахунки та оптимізування ежекторної установки проведено в роботі [70]. При цьому було розраховано сам ежектор, побудовано його характеристику та визначено час нагнітання. При проведенні розрахунків було прийнято ряд припущень, через що результати отримані з відповідною похибкою. Слід відмітити, що безпосередньо після компресора встановлено обладнання для очищення повітря від пилу та вологи.

Відповідно при використанні ежектора повітря, яке підсмоктується в ежекторі, потрібно також очищати від пилу та вологи. Наявність цього обладнання в роботі [70] не враховано. Зрозуміло, що наявність додаткового опору на вході повітря, яке підсмоктується до ежектора, має привести до зниження витрати повітря на виході та підвищення часу нагнітання повітря до необхідного тиску в СГО.

4.2 Базовий режим – робота компресора без ежектора

Для розрахунку ежекторної установки потрібно побудувати характеристику газового компресора, який нагнітає робочий потік повітря [71].

Для вирішення цього завдання на першому етапі необхідно отримати характеристику компресора у вигляді залежності подачі від протитиску на виході. Крім того, доцільно одразу перевести об'ємну подачу до масової, враховуючи, що так звані «нормальні кубічні метри» при температурі повітря $T = 273,15$ К та абсолютному тиску $p_{абс} = 101325$ Па. При цьому масова подача повітря

$$G = \rho \cdot Q = \frac{p_{абс} \cdot Q}{R \cdot T}, \quad (4.1)$$

де ρ – густина повітря, кг/м^3 ; Q – об'ємна подача, $\text{н.м}^3/\text{с}$; R – питома газова стала, для повітря $R = 287$ Дж/(кг·К);

На рис. 4.1 показана характеристика відцентрового компресора ЦК135/8, з точками, взятими з паспортних даних.

За методом найменших квадратів отримано регресійні рівняння для двох ділянок. На ділянці АВ при надлишковому тиску $0 < p < 4,73$ бар зручно апроксимувати характеристику лінійною залежністю

$$G = 3,44669 - 0,04554 \cdot p. \quad (4.2)$$

На ділянці ВС при надлишковому тиску $p > 4,73$ бар використовується апроксимація поліномом четвертого степеня:

$$G = (((0,6588 - 0,02774 \cdot p) \cdot p - 5,85566) \cdot p + \\ + 22,94649) \cdot p - 30,13195. \quad (4.3)$$



Рис. 4.1. Апроксимація характеристики компресора ЦК-135/8 [71]

Така апроксимація забезпечує високе значення коефіцієнта узгодження $R^2 = 0,9987$. Крім того, така апроксимація дозволяє продовжити характеристику праворуч від точки C шляхом екстраполяції.

Оскільки надлишковий тиск у СГО не перевищує 0,7 бар, характеристика компресора в цьому діапазоні описуються лінійною залежністю. Тоді час заповнення можна визначити аналітично. Диференціальне рівняння, що описує процес заповнення, можна надати у вигляді

$$\frac{dm}{dt} = G(m) \cdot \quad (4.4)$$

де m – маса повітря всередині СГО, кг; $G(m)$ – масова витрата повітря, яке надходить до СГО, кг/с.

Розв'язок рівняння (4.4)

$$t = \int_{m_1}^{m_2} \frac{dm}{G(m)}, \quad (4.5)$$

де m_1 і m_2 – маси повітря всередині ЗО на початку та наприкінці процесу заповнення за допомогою рівнянням газового стану Клапейрона:

$$m_{1,2} = \frac{p_{абс,1,2} \cdot V}{R \cdot T}, \quad (4.6)$$

де V – об'єм повітря в СГО, м³.

За формулою (4.6) отримаємо $m_1 = 72260$ кг та $m_2 = 121235$ кг.

Абсолютний тиск пов'язаний із масою рівнянням

$$p_{абс} = \frac{m \cdot R \cdot T}{V}, \quad (4.7)$$

Але в характеристиці компресора (4.2) використовується надлишковий тиск, виражений в барах. Визначимо його за формулою

$$p = \frac{p_{абс} - 101325}{100000} = \frac{m \cdot R \cdot T}{100000 \cdot V} - 1,01325. \quad (4.8)$$

Тоді залежність подачі компресора від маси повітря в СГО

$$\begin{aligned} G(m) &= 3,44669 - 0,045543 \cdot (1,40223 \cdot 10^{-5} \cdot m - 1,01325) = \\ &= 3,40054 - 6,38619 \cdot 10^{-7} \cdot m. \end{aligned} \quad (4.9)$$

За формулою (4.5) з урахуванням залежності (4.9) отримаємо час заповнення СГО

$$t = \int_{m_1}^{m_2} \frac{dm}{3,40054 - 6,38619 \cdot 10^{-7} \cdot m} = - \frac{\ln(3,40054 - 6,38619 \cdot 10^{-7} \cdot m)}{6,38619 \cdot 10^{-7}} \bigg|_{m_1}^{m_2} = 14274 \text{ с} \quad (4.10)$$

Цей час відповідає 3,965 години.

4.3 Аналітичне моделювання ежектора.

У більшості робіт, присвячених моделюванню та розрахункам газових ежекторів, виконується оптимізація з метою збільшення коефіцієнта корисної дії (ККД) [72]. Особливість даного розрахунку полягає в тому [71], що нам необхідно мінімізувати час підвищення тиску повітря в СГО за допомогою ежектора з урахуванням того, що тиск усередині СГО безперервно змінюється. Це призвело до необхідності змінити послідовність розрахунків в рамках класичної математичної моделі ежектора.

На рис. 4.2 та 4.3 представлено принципову та розрахункову схеми ежектора з циліндричною камерою змішування. На рисунку позначені параметри робочого, ежектованого і змішаного потоку, а також основні перерізи, для яких складаються рівняння.

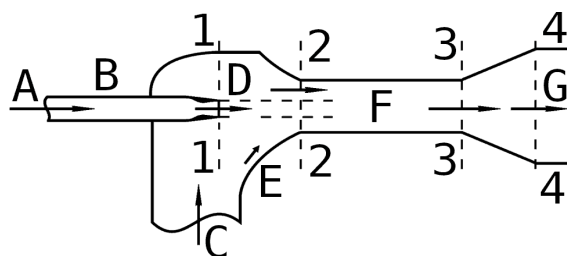


Рис. 4.2. Принципова схема ежектора [73]: А – потік від компресора; В – сопло; С – вхід ежектованого повітря; D – потік на виході з сопла; E – потік ежектованого повітря; F – камера змішування; G – вихід до СГО

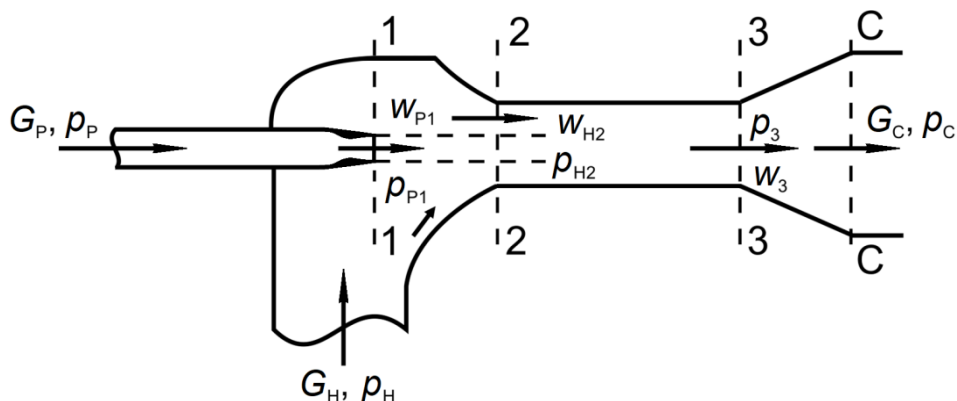


Рис. 4.3. Розрахункова схема ежектора [71]

Рівняння, що описують роботу ежектора, наведено у [74]. Такими є рівняння нерозривності

$$G_p + G_n = G_c \quad (4.11)$$

та рівняння збереження моменту кількості руху:

$$\varphi_2 \cdot (G_p \cdot w_{p1} + G_n \cdot w_{n2}) - (G_p + G_n) \cdot w_3 = (p_3 - p_{p2}) \cdot f_{p2} + (p_3 - p_{n2}) \cdot f_{n2}, \quad (4.12)$$

де G_p – витрата повітря робочого потоку, кг/с; G_n – витрата підсмоктування навколишнього повітря, кг/с; G_c – витрата суміші, кг/с; φ_2 – коефіцієнт швидкості камери змішування; w_{p1} – швидкість повітря робочого потоку в соплі в перерізі 1–1, м/с; w_{n2} – швидкість підсмоктаного навколишнього повітря в перерізі 2–2, м/с; w_3 – швидкість повітря в перерізі 3–3, м/с; p_3 – абсолютний тиск у перерізі 3–3, Па; p_{p2} – абсолютний тиск робочого потоку в перерізі 2–2, Па; f_{p2} – площа струмини робочого потоку в перерізі 2–2, м²; p_{n2} – абсолютний тиск підсмоктаного повітря в перерізі 2–2, Па; f_{n2} – площа потоку підсмоктаного повітря в перерізі 2–2, м².

Використовується припущення про рівність тисків потоків у перерізі 2–2

$$p_{p2} = p_{p1} = p_n. \quad (4.13)$$

У [74] наявність втрат енергії в різних ділянках ежектора враховується за допомогою коефіцієнтів швидкості. Рекомендовано такі значення коефіцієнтів швидкості:

- робоче сопло: $\varphi_1 = 0,95$;
- камера змішування (КЗ): $\varphi_2 = 0,975$;
- дифузор: $\varphi_3 = 0,9$;
- вхідна ділянка КЗ: $\varphi_4 = 0,925$.

Особливість розрахунків надзвукових газових ежекторів полягає в тому, що в них враховується стисливість газів. При цьому швидкість робочого потоку зазвичай перевищує швидкість звуку. Для цього на виході з сопла передбачають розширення перерізу – принцип сопла Лавалю. У розрахунках традиційно використовуються газодинамічні функції – приведений тиск

$$\Pi(\lambda) = \left(1 - \frac{k-1}{k+1} \cdot \lambda^2\right)^{\frac{k}{k-1}} \quad (4.14)$$

та приведена масова швидкість

$$q(\lambda) = \left(\frac{k+1}{k}\right)^{\frac{k}{k-1}} \cdot \lambda \cdot \left(1 - \frac{k-1}{k+1} \cdot \lambda^2\right)^{\frac{1}{k-1}}, \quad (4.15)$$

де λ – приведена швидкість, тобто відношенню локальної швидкості газу до його критичної швидкості звуку при температурі гальмування; k – показник адіабати.

Вважаємо, що заданий основний геометричний параметр – модуль ежектора

$$M = \frac{f_3}{f_{p^*}}, \quad (4.16)$$

де f_3 – площа поперечного перерізу циліндричної камери змішування, м^2 ;
 f_{p^*} – площа критичного перерізу сопла робочого повітря, м^2 .

Також заданий повний тиск у всіх трьох патрубках, отже і ступінь стиснення повітря

$$\varepsilon = \frac{p_c}{p_n}. \quad (4.17)$$

Необхідно визначити витрати повітря у всіх патрубках та коефіцієнт ежекції

$$u = \frac{G_n}{G_p}. \quad (4.18)$$

У першу чергу розраховуємо робочий потік, оскільки він не залежить від коефіцієнта ежекції. Витрату задаємо з урахуванням продуктивності компресора.

Обчислюється газодинамічна функція

$$\Pi_{p2} = \frac{p_n}{p_p}. \quad (4.19)$$

За формулою (4.14), приведену швидкість можна визначити аналітично:

$$\lambda_{p2} = \sqrt{\frac{k+1}{k-1} \cdot \left(1 - \Pi_{p2}^{\frac{k-1}{k}}\right)}. \quad (4.20)$$

При цьому необхідно враховувати, що у виході з робочого сопла, зазвичай, швидкість надкритична, тобто $\lambda_{p2} > 1$.

Приведена масова швидкість q_{p2} визначається за формулою (4.15). Після підставлення матимемо таку формулу:

$$q_{p2} = \left(\frac{k+1}{k}\right)^{\frac{k}{k-1}} \cdot \left(1 - \left(1 - \Pi_{p2}\right)^{\frac{k-1}{k}}\right)^{\frac{1}{k-1}} \cdot \sqrt{\frac{k+1}{k-1} \cdot \left(1 - \Pi_{p2}\right)^{\frac{k-1}{k}}}. \quad (4.21)$$

Далі обчислюється площа вихідного перерізу сопла

$$f_{p2} = \frac{f_{p*}}{q_{p2}}. \quad (4.22)$$

Площа потоку, що ежектується, в поперечному перерізі 2–2:

$$f_{n2} = f_3 - f_{p2}. \quad (4.23)$$

Критична швидкість при заданій температурі гальмування потоку T^* , К,

$$a_* = \sqrt{\frac{2 \cdot k}{k+1} \cdot R \cdot T^*}. \quad (4.24)$$

Швидкість робочого потоку на виході із сопла

$$w_{p2} = \varphi_1 \cdot a_* \cdot \lambda_{p2}. \quad (4.25)$$

У більшості літературних джерел при розрахунку характеристики ежектора задають коефіцієнт ежекції μ та обчислюють ступінь стиснення ε . Однак при такій послідовності розрахунку важко визначити максимальне значення коефіцієнта ежекції, що суттєво знижує точність розрахунку часу заповнення СГО.

У процесі роботи було вдосконалено методику розрахунку та запропоновано задавати коефіцієнт стиснення ε та обчислювати коефіцієнт ежекції. У цьому разі збіжність результатів значно поліпшується.

Розрахунок характеристики ежектора виконується у припущенні, що рух повітря є адіабатним. При цьому характеристика мала б вигляд ABC (рис. 4.4).

Слід відзначити, що на лінії ABC кожному значенню коефіцієнта ежекції відповідає два значення коефіцієнта стиснення, що приводило до поганої збіжності ітераційного процесу за методом Гауса-Зейделя.

З експериментів відомо, що при досягненні швидкості звуку в перерізі 3–3 виникає так зване замикання потоку. При цьому, незважаючи на зміни тиску, швидкість повітря в критичному перерізі залишається постійною та рівною місцевій швидкості звуку. Цьому явищу відповідає вертикальна ділянка BD на рис. 4.4, і реальна характеристика ежектора має вигляд ABD .

Крім того, теоретично можливе замикання потоку в поперечних перерізах 1-1 і 2-2, але при досліджуваних параметрах ці критичні режими не реалізуються. Далі зручно розрахувати змішаний потік. На кожному кроці задається значення λ_{c3} в діапазоні від 0 до 1. Умова $\lambda_{c3} < 1$ гарантує, що швидкість змішаного потоку буде дозвуковою.

Для заданого значення λ_{c3} визначаємо значення газодинамічних функцій Π_{c3} і q_{c3} . Тиск на виході з камери змішування

$$p_3 = \Pi_{c3} \cdot p_c. \quad (4.26)$$

Швидкість змішаного потоку в перерізі 3-3

$$w_3 = \frac{a_* \lambda_{c3}}{\varphi_3}. \quad (4.27)$$

де φ_3 – коефіцієнт швидкості дифузора.

Оскільки модуль ежектора заданий, визначаємо площу поперечного перерізу КС

$$f_3 = M \cdot f_{p*}. \quad (4.28)$$

Витрата змішаного потоку

$$G_c = \frac{k \Pi_* p_c q_{c3} f_3}{a_*}. \quad (4.29)$$

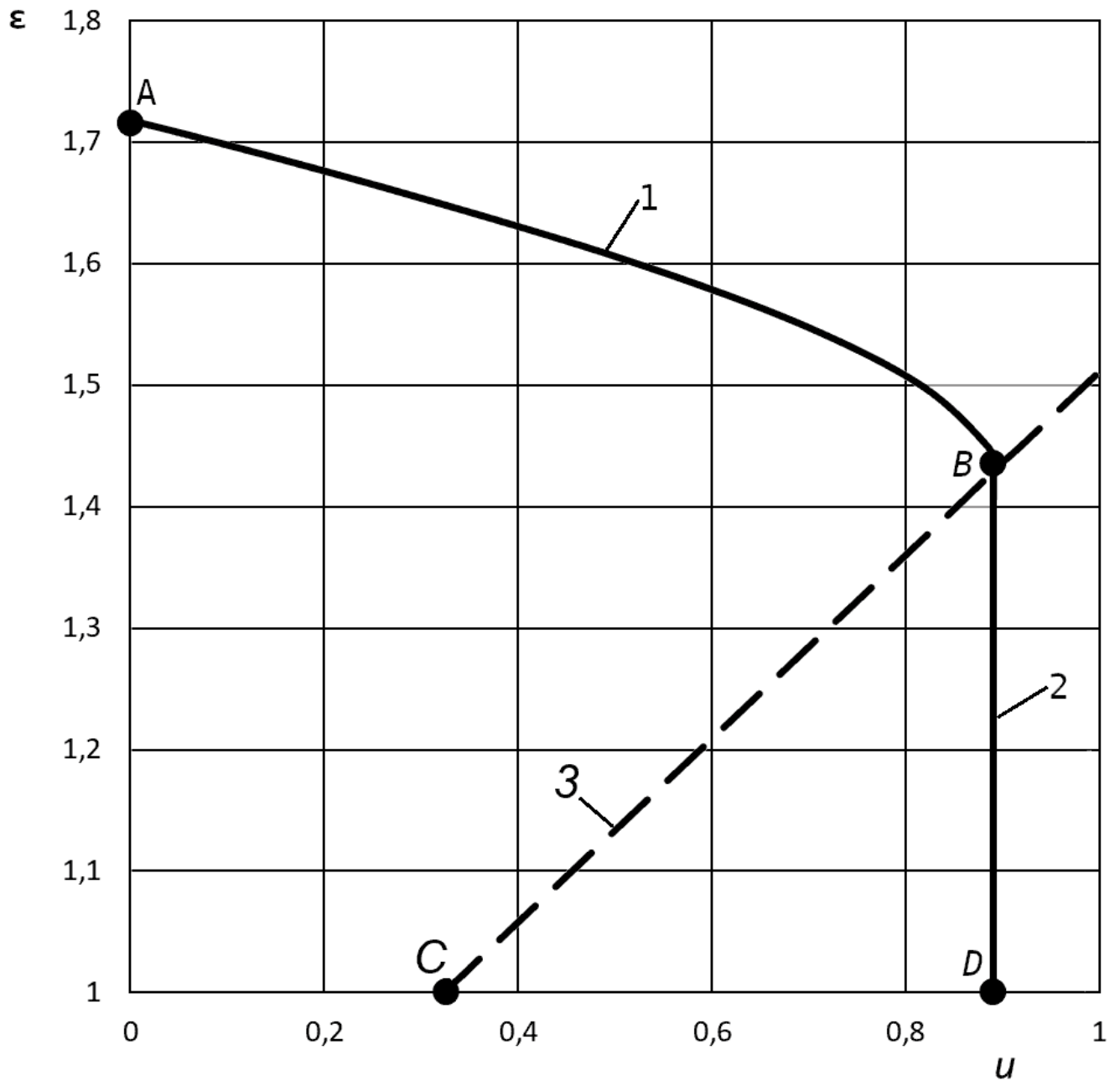


Рис. 4.4. Розрахункова характеристика ежектора при $M = 8,6$:

1 – адіабатна характеристика; 2 – режим замикання в перерізі 3–3;

3 – межа критичного режиму в перерізі 3–3 [71]

Наостанок, варто розрахувати потік, що ежекується. З рівняння збереження маси визначаємо масову витрату

$$G_n = G_c - G_p. \quad (4.30)$$

У випадку циліндричної камери змішування

$$f_{n2} = f_3 - f_{p2}. \quad (4.31)$$

Приведена масова швидкість потоку, що ежекується, в перерізі 2–2

$$q_{n2} = \frac{G_n a_*}{k_n \Pi_{n*} p_n f_{n2}}. \quad (4.32)$$

Знаючи q_{n2} , визначити приведену швидкість λ_{n2} аналітичним шляхом неможливо, тому вона визначається чисельним методом [75]. Після цього визначається Π_{n2} .

Швидкість потоку, що ежекується, в перерізі 2–2

$$w_{n2} = \varphi_4 \cdot \alpha_* \cdot \lambda_{n2}. \quad (4.33)$$

Тоді тиск потоку, що ежекується, в перерізі 2–2

$$p_{n2} = \Pi_{n2} \cdot p_n. \quad (4.34)$$

Усі знайдені величини підставляються у рівняння балансу імпульсів (4.12) і обчислюється нев'язка, тобто, відмінність сумарного імпульсу від нуля.

Підпрограма для визначення кореню нелінійного алгебраїчного рівняння автоматично змінює значення λ_{c3} в заданому діапазоні доти, поки ця нев'язка не перетвориться на нуль із заданою припустимою похибкою. Таким чином, при заданому тиску p_c визначається таке значення λ_{c3} , при якому щоб виконуються закон збереження маси (4.11) та моменту кількості руху (4.12).

Після уточнення λ_{c3} можна визначити коефіцієнт ежекції u . На рис. 4.5 показано залежності ступеня стиснення потоку ε як функція від коефіцієнту ежекції u при трьох значеннях модуля ежектора.

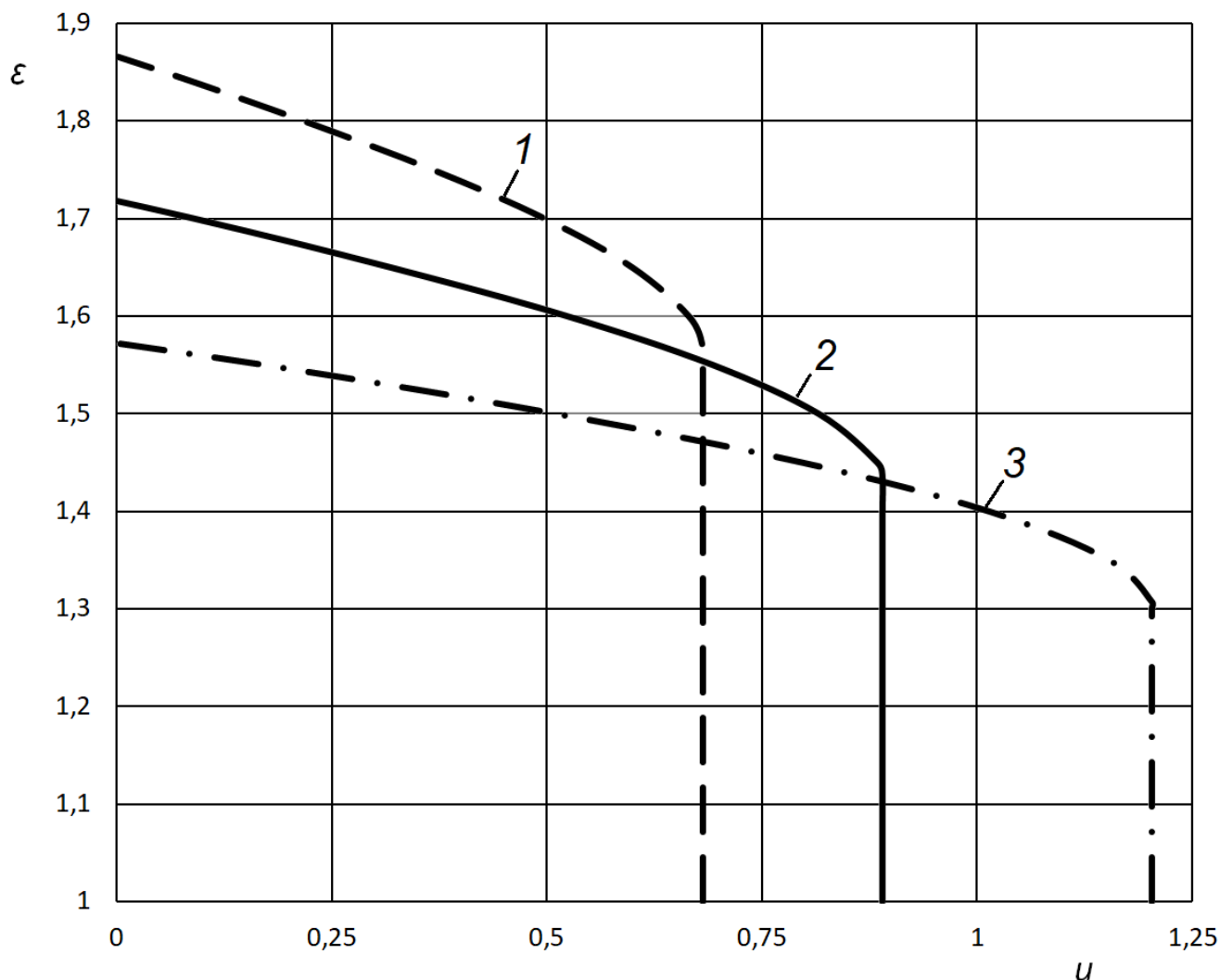


Рис. 4.5. Характеристики ежекторів при різних значеннях модуля:

1 – $M=7,0$; 2 – $M=8,6$; 3 – $M=11,0$ [71]

З графіку видно, що ежектори, які забезпечують високі коефіцієнти ежекції, мають обмежений ступінь стиснення. Наша мета – знайти модуль ежектора, який забезпечує оптимальний баланс між цими показниками.

На підставі отриманих характеристик з'являється можливість на наступному кроці моделювати динаміку нагнітання повітря в СГО з метою визначення оптимального модулю ежектора.

4.4 Динаміка процесу нагнітання повітря до СГО.

Тиск у СГО пов'язаний з масою газу, що там міститься, рівнянням газового стану або рівнянням Клапейрона. Залежність маси повітря від часу виражається диференціальним рівнянням (4.4). Розрахунок динаміки заповнення ЗО зводиться до чисельного розв'язання диференціального рівняння (4.4). У даній роботі вживано метод Рунге-Кутта-Фельберга четвертого-п'ятого порядку точності з автоматичним вибором кроку інтегрування [75].

Залежність тиску в ЗО від часу при різних модулях ежектора показано на рис. 4.6. Крива 4 на рис. 4.6 відображає заповнення ЗО безпосередньо від компресора без використання ежектора. З рисунка видно, що в цьому випадку час заповнення максимальний і становить приблизно 4 год. Крива 3 показує динаміку заповнення ЗО при модулі ежектора рівному 7,0.

Видно, що швидкість заповнення залишається приблизно постійною, хоч і невисокою. Крива 1 відповідає модулю 11,0. Видно що на початку швидкість заповнення висока, проте у верхній частині графіка коефіцієнт ежекції зменшується, і фактично працює один компресор. І, нарешті, крива 2 відповідає модулю 8,6, який забезпечує мінімальний час заповнення.

На рис. 4.7 показано графік залежності часу заповнення ЗО від модуля ежектора. З графіку видно, що найменший час заповнення досягається при модулі 8,6 і становить приблизно 2,43 години. Тобто, завдяки використанню ежектора час заповнення зменшується на 38,8 %.

На рис. 4.8 показано залежність часу заповнення ЗО від надлишкового тиску перед робочим соплом. З рис. 4.8 видно, що оптимальний надлишковий тиск становить 5,5 бар.

При великих тисках на виході з компресора знижується подача. У цьому випадку, незважаючи на високі коефіцієнти ежекції, сумарна подача на виході з ежектора знижується.

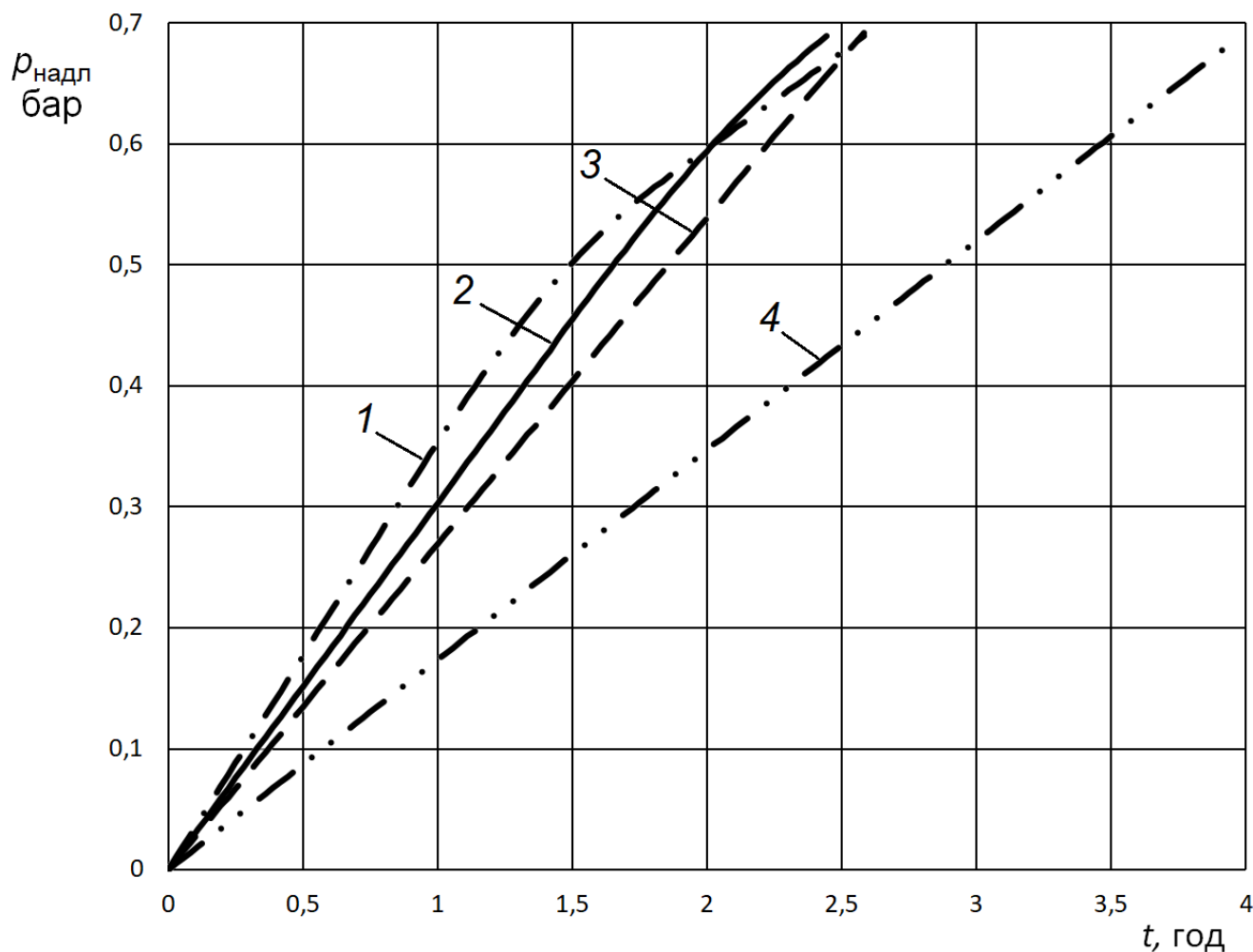


Рис. 4.6. Динаміка зміни тиску в ЗО при різних модулях ежектора:

1 – $M=7,0$; 2 – $M=8,6$; 3 – $M=11,0$; 4 – компресор без ежектора [71]

4.5 Вплив додаткових опорів

При розрахунках нагнітання повітря до ЗО необхідно розглянути вплив повітряних фільтрів, які створюють додаткові аеродинамічні опори.

У попередньому розрахунку використовуються коефіцієнти швидкості ϕ , які пов'язані з коефіцієнтами місцевого опору ζ співвідношенням

$$\zeta = \frac{1}{\phi^2}. \quad (4.35)$$

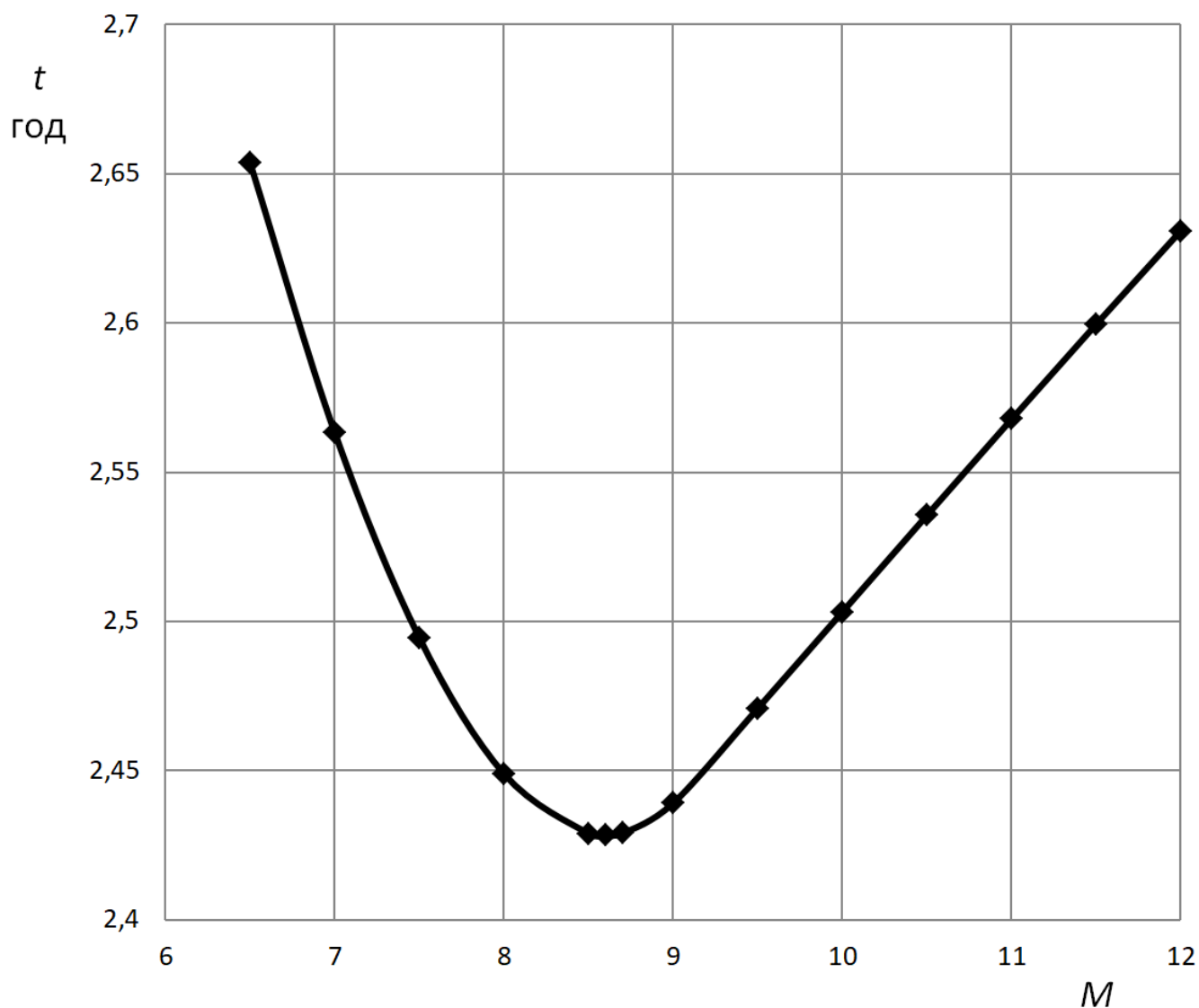


Рис. 4.7. Залежність часу заповнення ЗО від модуля ежектора [71]

Додатковий коефіцієнт опору ζ_{∂} впливає на коефіцієнт швидкості таким чином:

$$\varphi = \frac{1}{\sqrt{\zeta + \zeta_{\partial}}}. \quad (4.36)$$

Про коефіцієнт місцевого опору наразі немає достеменних відомостей. У паспорті фільтра пилю на виході компресора наведено, що його аеродинамічний опір дорівнює 0,1 бар.

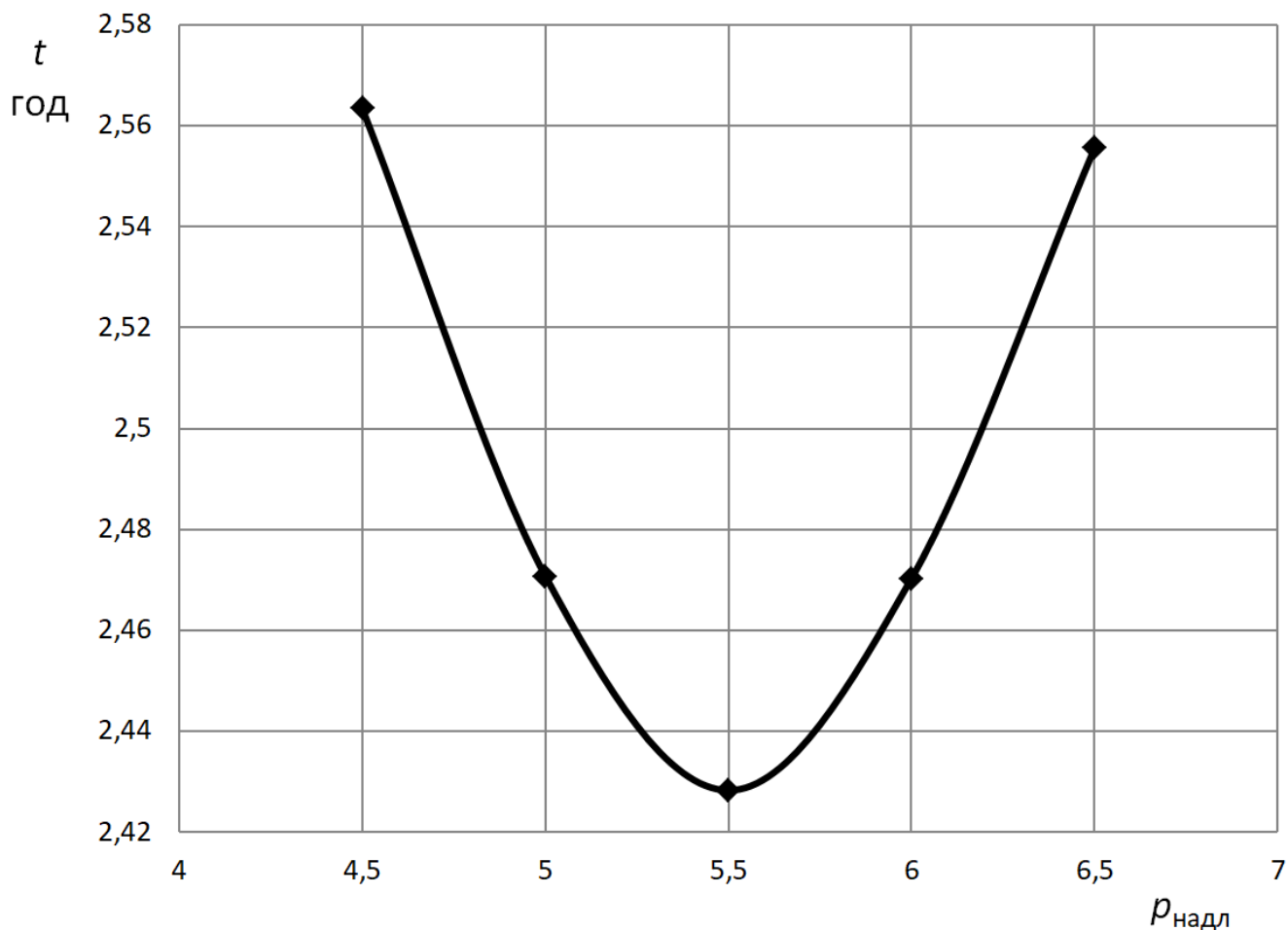


Рис. 4.8. Залежність часу заповнення ЗО від тиску перед соплом [71]

Прийmemo опір відділювача вологи таким же – 0,1 бар. Тоді загальний опір двох фільтрів, які треба додатково встановити на вході повітря, що підсмоктується до ежектора, буде дорівнювати $\Delta p = 0,2$ бар при діаметрі патрубків фільтра $D = 0,15$ м.

Для визначення відповідного коефіцієнта втрат проведемо розрахунок за умови встановлення безпосередньо за компресором. Об'ємна подача компресора

$$Q = \frac{G}{\rho} = 2,83 \text{ м}^3/\text{с}. \quad (4.37)$$

Швидкість повітря

$$w = \frac{4Q}{\pi D^2} = 160 \text{ м/с.} \quad (4.38)$$

Тоді додатковий коефіцієнт втрат

$$\zeta_o = \frac{2 \Delta p}{\rho w^2} = 1,3. \quad (4.39)$$

Згідно з формулою (4.36) отримаємо $\varphi_4 = 0,636$. Розраховану характеристику ежектора з цим значенням коефіцієнту швидкості показано на рис. 4.9.

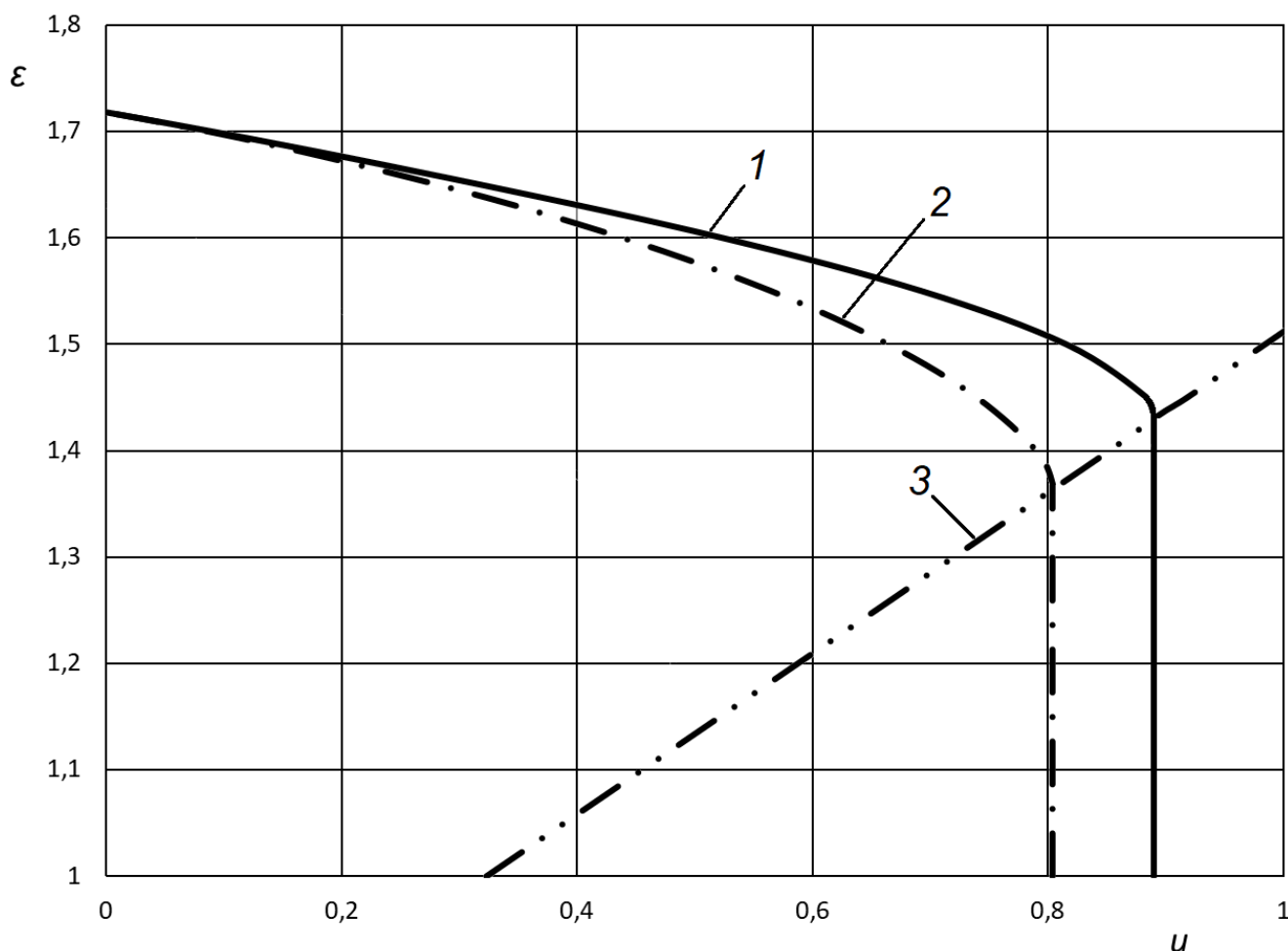


Рис. 4.9. Вплив додаткового опору на характеристику ежектора:

1 – $\varphi_4 = 0,925$ (стандартні налаштування); 2 – $\varphi_4 = 0,636$ (фільтр на вході);

3 – межа критичного режиму в перерізі 3-3

Розрахунки динаміки процесу заповнення СГО показують, що за наявності додаткових опорів корисний ефект від ежектора зменшується. При встановленні фільтра на вході потоку, що підсмоктується, розрахунковий час заповнення СГО становить 2,56 год. Тобто, зменшення часу заповнення завдяки ежектору становить 35,5 %.

4.6 Моделювання ежектора методами обчислювальної гідродинаміки.

Аналітичний опис роботи ежектора може не враховувати певних особливостей, наприклад, неідеальності стисненого повітря після компресора або в зонах з дуже низькою температурою в соплі Лавалю, турбулентні пульсації, можливі циркуляційні течії в зоні ежекції тощо.

Детальне врахування цих явищ призведе до значного ускладнення рівнянь, що зробить модель не простішою за відомі моделі обчислювальної гідродинаміки. У такому разі доцільно спочатку скористатися спрощеною аналітичною моделлю, а потім перевірити і, за потреби, уточнити результат за методами обчислювальної гідродинаміки.

У даній роботі перевіriamo [74] окремі результати за допомогою стандартної $k-\epsilon$ моделі турбулентних течій. При цьому надбудови для високого значення числа Маха не застосовано, адже очікуване значення його не перевищує два.

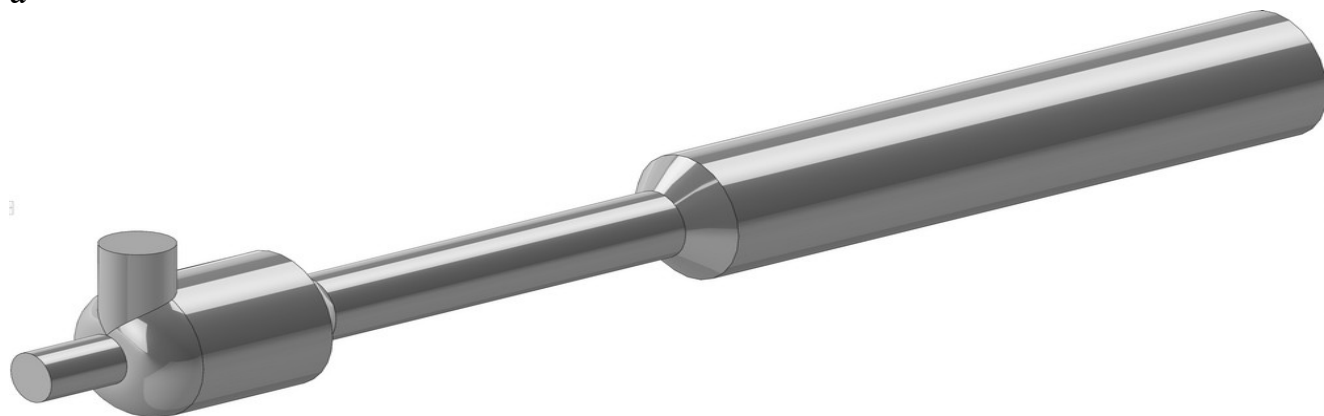
Слід зазначити, що час розрахунку до збіжності був завищеним, а при деяких спробах розрахунку модель втрачала стійкість. Такі явища за багаторічним досвідом роботи з цією моделлю можливі при розрахунку ежекції, та ефектів зворотного потоку в трубах й отворах.

При втраті стійкості проблема вирішувалася зміною модуля ежектора на 0,001, що виходить за межі точності розрахунків. Тому подібна зміна не потребувала корекції отриманих даних.

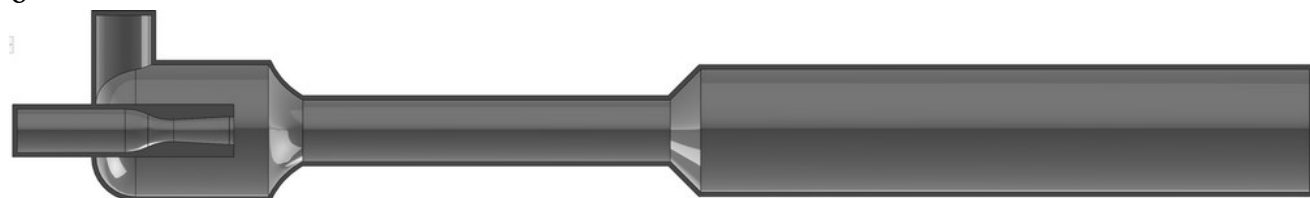
Розрахунок усього процесу закачування в резервуар вимагає достатньо довгого процесорного часу. Тому в даній роботі обмежилися роботою ежектора на протитиску 0,35 бар.

Спочатку підбиратимемо оптимальну форму сопла та камер безпосередньо на моделі (рис. 4.10). Отримуємо модуль ежектора 8,6.

а



б



в

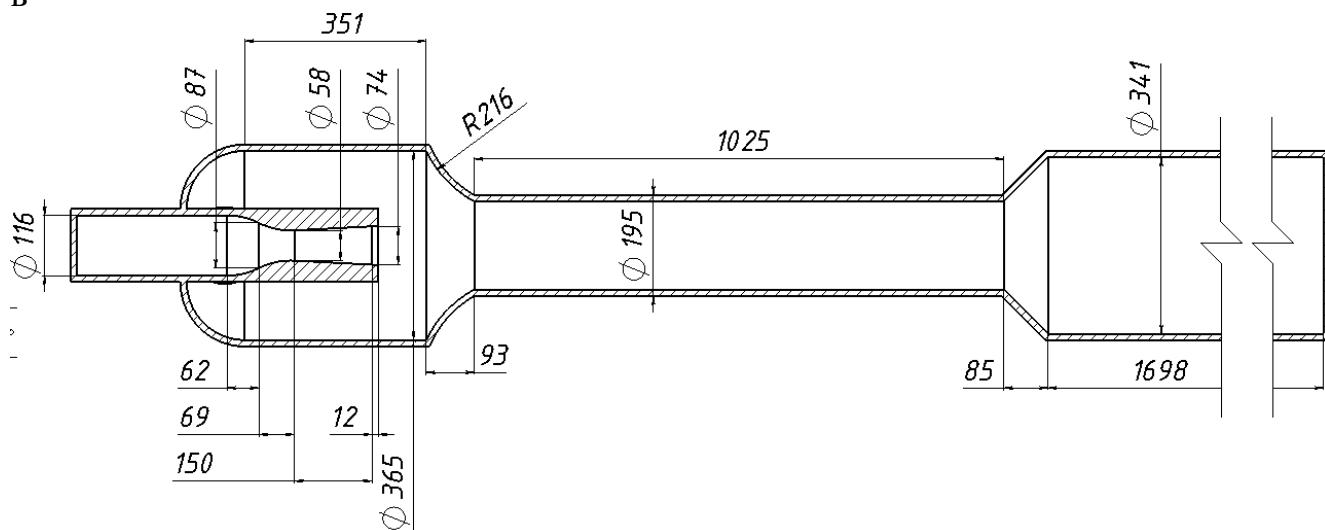


Рис. 4.10. Оптимізована форма ежектора [74]:

а – загальний вигляд; б – розріз; в – креслення

Для спрощення зовнішня форма сопла залишалася циліндричною, її профілювання змінювала параметри роботи в межах до 0,1 %. На виході встановлено ділянку стабілізації для коректного зняття даних. Задані граничні умови відповідають рис. 4.11.

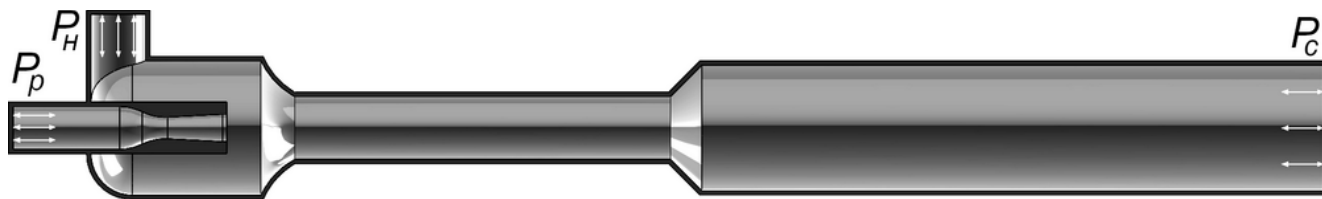


Рис. 4.11. Граничні умови [74]:

$P_p = 500000$ Па (абс.); $P_n = 101325$ Па (абс.); $P_c = 136325$ Па (абс)

У процесі моделювання змінювався модуль ежектора шляхом:

- масштабування камери змішування;
- збільшення діаметра камери змішування без зміни її довжини.

Результати моделювання (рис. 4.12) показують, що 8,6 є оптимальним модулем ежектора, що відповідає результатам теоретичного розрахунку.

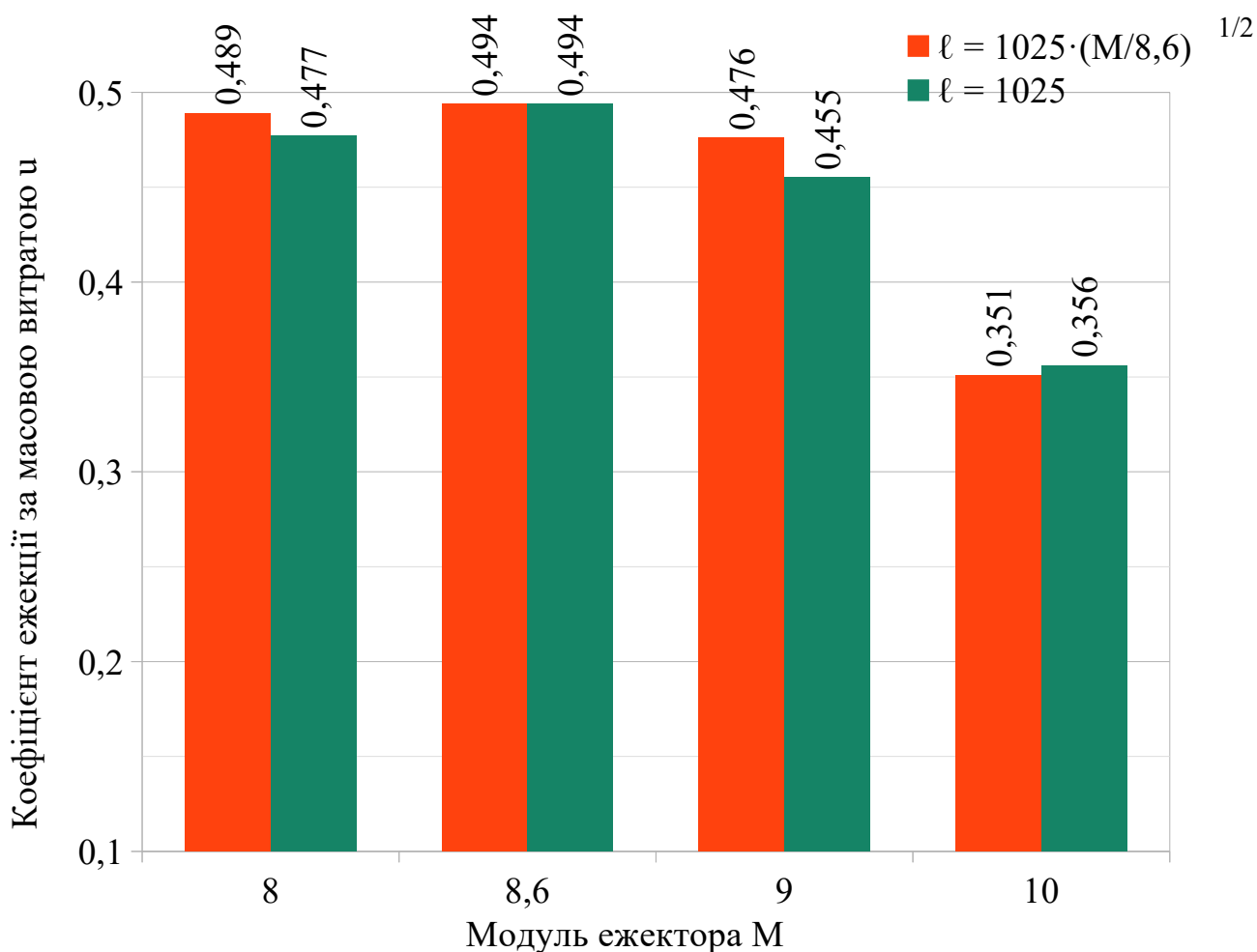


Рис. 4.12. Коефіцієнт ежекції за результатами моделювання [74]

Зменшення модуля ежектора менше впливає на коефіцієнт змішування, аніж збільшення. Також видно, що камеру змішування потрібно масштабувати.

Для уявлення про процеси в ежекторі та можливі шляхи його покращення побудовано лінії течії (рис. 4.13).

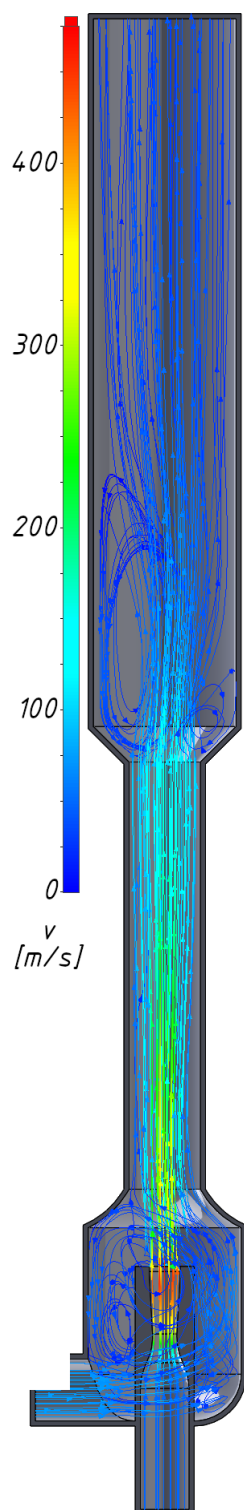


Рис. 4.13. Лінії течії: кольором показано швидкість повітря [74]

Бачимо достатньо складну течію довкола сопла, що призводить до певних втрат енергії. Це дозволяє спрямувати подальші дослідження на оптимізування геометричних характеристик камери. Також побудовано поле швидкості (рис. 4.14)

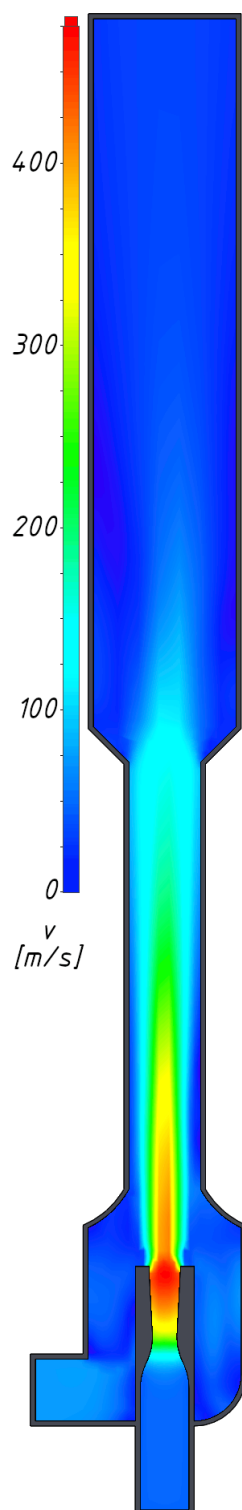


Рис. 4.14. Поле швидкості [74]

Бачимо ефективне використання довжини камери змішування. Потік завершує перемішування наприкінці цієї камери. Оскільки в соплах Лавалю густина повітря сильно змінюється, окремо побудовано число Маха (рис. 4.15).

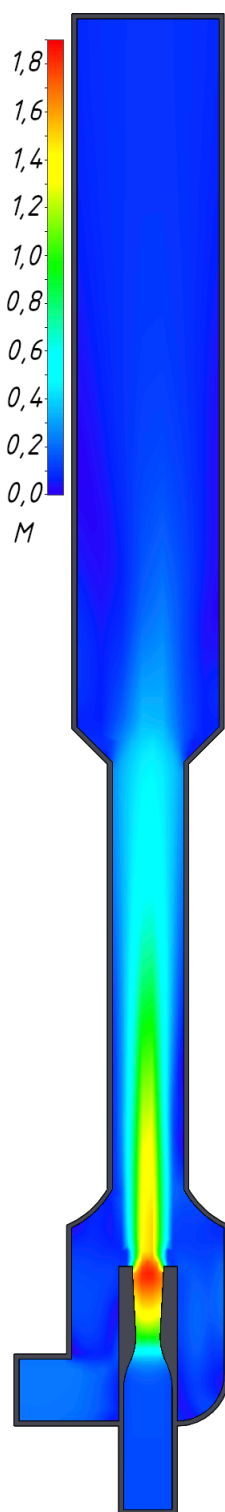


Рис. 4.15. Поле числа Маха [74]

Рисунок 4.15 підтверджує не перевищення числом Маха значення 2. Також підтверджено надзвуковий характер течії на виході з сопла та в утвореній струмині, що зберігається до 1/4 камери змішування. Також доцільно проаналізувати поле температури (рис. 4.16)

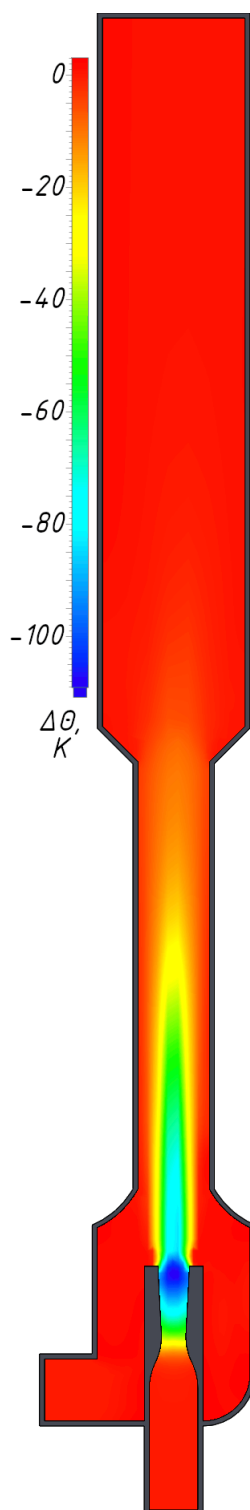


Рис. 4.16. Поле надлишкової температури понад температуру подавання повітря до СГО [74]

Бачимо достатньо глибоке зниження температури в соплі – до 100 К. Проте це не повинно призвести до блокування проходу льодом через дуже високу швидкість – до 480 м/с. Утворені кристали одразу виноситимуться потоком. Найбільш важливим параметром є тиск (рис. 4.17)

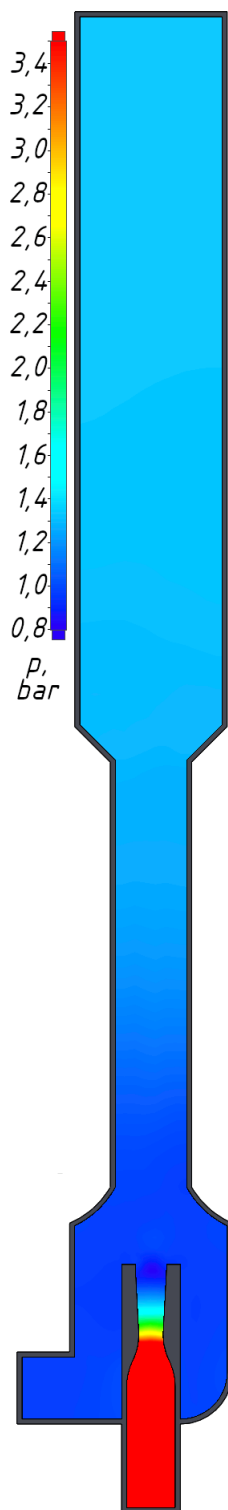


Рис. 4.17. Поле тиску [74]

Видно, що довкола сопла утворюється досить глибоке розрідження – 0,2 бар. Цього достатньо для забезпечення інтенсивного підмішування навколишнього повітря до потоку від компресора. За ходом потоку в камері статичний тиск зростає, що визначається стисливістю повітря потоку (рис. 4.15).

У підсумку оптимальне значення модуля ежектора за результати моделювання і за розрахунковим методом збігаються, що підтверджує правильність розрахунків. Запропонований алгоритм розрахунку газового ежектора, який відрізняється від класичного алгоритму послідовністю розрахунків, дозволяє оптимізувати установку для випробування герметичності системи герметичного огороження методом «абсолютного тиску» за двома параметрами – модулем ежектора та тиском на виході з компресора.

4.7 Висновки до розділу 3

1. Запропонований алгоритм розрахунку газового ежектора дозволяє оптимізувати установку для випробування герметичності системи герметичного огороження методом «абсолютного тиску». Оптимізування часу нагнітання повітря відбувається за двома параметрами – модулем ежектора та тиском на виході з компресора.
2. Розрахунок показує, що за допомогою ежектора можна скоротити час заповнення СГО на 38,8 %, що дозволить зменшити і загальний час випробувань.
3. Наявність фільтра на вході повітря, що підсмоктується, знижує ефект від використання ежектору: зменшення часу нагнітання буде дорівнювати 35,5%.
4. Моделювання методами обчислювальної гідродинаміки підтверджує оптимальний модуль ежектора 8,6 і показує можливості оптимізування геометричної форми задля зменшення втрат енергії у складній течії довкола сопла.

РОЗДІЛ 5 МОДЕРНІЗУВАННЯ ПЛАЗМОХІМІЧНОЇ УСТАНОВКИ ПОСТІЙНОГО СТРУМУ ДЛЯ ПЕРЕРОБЛЕННЯ РОЗЧИНУ НІТРАТУ УРАНІЛУ

У розділі розглянуто технології й апаратне наповнення технологічного процесу конверсії відходу ядерного виробництва нітрату уранілу а також спосіб перероблення його розчину на оксид урану та розчин азотної кислоти. Розглянуто особливості модифікованої установки Плазмотрон-3М, яка пристосована для цієї технологічної операції. Промислові випробування підтвердили ефективність і безпеку плазмового перероблення радіоактивного відходу.

5.1 Удосконалення процесу плазмового перероблення нітрату уранілу з повторним використанням урану

Одним з основних РРАВ від ММР є нітрат уранілу, який є проміжним продуктом у ядерно-паливному циклі. Цей РРАВ доцільно розкласти на оксид урану та азотну кислоту при високій температурі. Для цього пропонуємо забезпечити процес з генеруванням потоку повітряної плазми за допомогою електродугового плазмотрона в плазмохімічному реакторі та введенням розчину нітрату уранілу в зону змішування плазмохімічного реактора.

Розкладання дезінтегрованого розчину нітрату уранілу на триуран-октаоксиди та газову фазу відбувається в потоці плазми. Обтискання нисхідного потоку продуктів тангенціальним потоком повітря та охолодження/загартування потоку у водоохолоджуваному газодинамічному соплі знижує температуру плазмохімічних продуктів до 150-200 °С.

Розділення двофазного потоку з отриманням оксидів урану і газової фази відбувається в послідовно розташованих відцентровому сепараторі й металокерамічному фільтрі. Фільтр складається з двошарової анізотропної металокераміки з імпульсним ежекційним регенеруванням фільтраційної поверхні.

Вивантаження вилучених дисперсних оксидів урану, конденсацію оксидів азоту та водяної пари із газової фази з одночасним рекомбінуванням азотної кислоти здійснюється за допомогою конденсатора та абсорбера. Концентрування розчину азотної кислоти відбувається у випарнику.

Установка забезпечує ефективне й екологічно безпечне виробництво високої чистоти монодисперсного триуран-октаоксида та азотної кислоти в одностадійному процесі. У плазмохімічній установці можна реалізовувати одну із стадій ЯПЦ – великомасштабний процес перероблення афінованого нітрату уранілу.

Опромінене ядерне паливо на АЕС постачають на регенераційне підприємство після "охолодження" ВЯП в приреакторних басейнах та тимчасового витримування в контейнерах на пристанційних територіях АЕС, у результаті чого значно зменшується його радіоактивність. На регенераційному підприємстві вилучають за допомогою екстракції продукти поділу урану й ізомери плутонію.

На фінішному етапі цього розділення вилучається нітрат уранілу, який і є сировинним продуктом для подальшого розділення з метою вилучення з нього триуран-октаоксиду (U_3O_8), який далі фторують задля виробництва гексафториду урану (UF_6). Синтезований таким чином UF_6 далі відправляється на підприємство для розділення ізоотопів урану, де одночасно здійснюється додаткове збагачення урану за ізоотопом U-235.

Таким чином вирішується технологічна проблема, що полягає в тому, що триуран-октаоксид (U_3O_8) повинен бути не просто продуктом, що відповідає за хімічним і гранулометричним складом технічним умовам для промислового виробництва гексафториду урану (UF_6), а бути тонкодисперсним і мати такі технологічні характеристики:

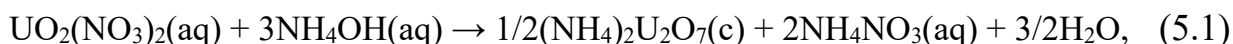
- масова частка урану MeO_3 / Me_3O_8 не менше 83/84,2 %;
- масова частка вологи не більше 0,25 %;
- насипна густина з утрусанням 2,6-3,7 г/см³;

- масова частка частинок розміром до 0,5 мм не менше 97,5 %;
- масова частка частинок розміром до 0,5...2,5 мм не більше 2,5 %;
- частинки розміром понад 2,5 мм не повинні залишатися.

5.2 Особливості технологічного процесу

Фторування сировини з більшими за розміром частинками супроводжується утворенням 1...2 % недогарків. Питома поверхня оксидів урану повинна бути в межах 3,6...10 м²/г. Якщо питома поверхня менша за 3,6 м²/г, кількість недогарків збільшується, а ймовірність осадження нальоту на стінки плазмохімічного реактора зростає. Якщо ж питома поверхня перевищує 10 м²/г, спостерігається «пригоряння» верхньої частини плазмохімічного реактора. Кількість домішок повинна відповідати технічним умовам, тобто концентрація лімітувальних домішок повинна відповідати галузевим стандартам. Згідно з їхніми вимогами вихід конструкційних матеріалів міді та вольфраму з електродів плазмового генератора не повинна перевищувати 10⁻⁴ маси. Відсоток виходу заліза із конструкційної сталі не може перевищувати 3·10⁻⁴ % маси.

Традиційна технологія конверсійного виробництва нітрату уранілу, що здійснюється шляхом екстракційно-реекстракційного перероблення опроміненого ВЯП на регенераційних підприємствах така. Розчин нітрату уранілу обробляють гідроксидом амонію. У цьому процесі відбувається осадження поліуранатів, зокрема діуранату амонію, з утворенням маточного розчину нітрату амонію:

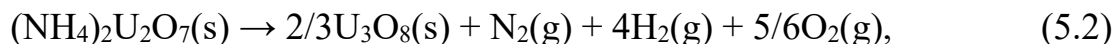


де аq — водняний розчин;

с — конденсат.

Далі осад діуранату амонію вилучають шляхом фільтрування маточного розчину нітрату амонію з подальшим промиванням, висушуванням і

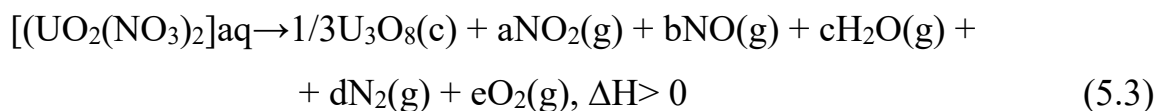
прожарюванням відфільтрованого осаду до виділення з нього триуран-октаоксида U_3O_8 :



Процес "хімічного денітрування" застосовують на регенераційних підприємствах ЯПЦ. При цьому маточний розчин нітрату амонію ($NH_4NO_3(aq)$) є відходом виробництва. Його необхідно очистити від залишкового урану, що є дорого й економічно збитково. Тому багаторазово розбавлений до гранично допустимої концентрації за ураном маточний розчин зливали в проточну водойму.

На сьогодні ці розчини закачують у глибинні геологічні пласти (глибинне захоронення). Це лише видозмінює форму, розмір та строки появи екологічних ризиків та економічних збитків. При цьому є також опосередкований економічний збиток у результаті проведення хімічної денітрації. Адже азотна кислота, витрачена на виробництво нітрату уранілу, незворотно втрачається при геологічному похованні маточного розчину. Таким чином, у процесі цієї промислової операції знищується один із основних продуктів хімічної промисловості – азотна кислота. А в процесах осушування та прожарювання виникають газові викиди, які також необхідно очистити від технологічного уранового пилу.

У перших плазмохімічних установках іще на початку ядерної енергетичної епохи дезінтегрований нітратний розчин урану – нітрат уранілу – змішували в плазмохімічному реакторі з потоком хімічно сумісної з ним повітряної або азотної плазми. У результаті такий розчин розпадався на дисперсні оксиди металів, оксиди азоту та водяну пару. Процес розкладання нітратного розчину стосовно урану у загальному вигляді схематично можна описати таким брутто-рівнянням:



Краплі дезінтегрованого розчину витримували в плазмохімічному реакторі протягом 1...100 мілісекунд при діаметрі крапель 0,1...5 мкм. Потоки плазми спрямовувалися під кутом 60° до повздовжньої осі циліндричного плазмохімічного реактора, на виході якого дисперсні оксиди металів вилучалися з газової фази за температури, вищої ніж температура стійкості вихідного нітрату.

Цей спосіб був реалізований для виробництва оксиду урану триуран-октаоксиду (U_3O_8) шляхом розкладання нітрату уранілу в пілотній установці з плазмохімічним реактором потужністю 300 кВт і продуктивністю 10...30 кг U/год залежно від концентрації урану в розчині [76]. Установка складалася з таких головних технологічних блоків:

1) блок електроживлення плазмового генератора, що має випрямляч із системою автоматичного регулювання струму, високочастотний або мікрохвильовий генератор та інше;

2) електродуговий плазмовий генератор, у якому потік хімічно сумісного з розчином газу (у випадку розкладання нітратів – повітря або його складові компоненти – азот, кисень, залежно від потрібної валентності металу, що виділяється) трансформується в потік низькотемпературної плазми;

3) охолоджуваний плазмохімічний реактор, з одним/кількома плазмовими генераторами та з одним/кількома дезінтеграторами розчину, у якому змішуються потоки плазми й реагентного сировинного розчину, хімічні сполуки якого розкладаються згідно з рівнянням (5.3). Використання кількох плазмових генераторів та дезінтеграторів інтенсифікує як процес змішування, так і процеси тепло- й масообміну при взаємодії крапель розчину з високотемпературним реагентним середовищем.

4) сепаратор та металокерамічний фільтр (МКФ) для хімічного розділення дисперсної і газової фаз, після чого утворюються два матеріальні потоки: потік

дисперсного оксидного матеріалу, який є цільовим продуктом, і потік газової фази, що вміщує в собі, як це видно з рівняння (5.3), оксиди азоту, водяну пару, азот і кисень.

5) конденсатор-абсорбер, у якому відбувається вимушена конденсація водяної пари та часткова абсорбція оксидів азоту, а в абсорбері здійснюється рекомбінація та поглинання азотної кислоти, у результаті чого із установки виходить потік розчину азотної кислоти, що концентрується у випарному модулі й повертається на стадію ре-екстракції уранилнітрату; при цьому хімічний склад оксидного матеріалу, його фізичні властивості, ступінь регенерування азотної кислоти та інші параметри визначаються, у першу чергу, режимом оброблення розчину в плазмі та, в другу чергу, – режимом хімічного розділення дисперсної та газової фаз.

У результаті експериментально промислової експлуатації цієї установки були виявлені як технологічні, так і апаратурні недоліки. Головні з них такі:

1) оксиди урану конденсуються та відкладаються на охолоджуваній стінці плазмохімічного реактора, що призводить до забивання реактора, а також змінює теплопровідність реакторної стінки та її температурний режим;

2) у процесі вільного руху продуктів реакції вдовж технологічної траєкторії виникає некерована й неконтрольована коалесценція (укрупнення) часток оксидів урану з утворенням вискодисперсних порошків оксидів урану з високою насипною масою та з низькою питомою поверхнею.

3) частина азоту залишалася в дисперсній фазі триуран-октаоксиду (U_3O_8) переважно у формі оксидів азоту, утворюваних шляхом рекомбінування, що виникає в основному на стадії розділення дисперсних оксидів урану та газової фази;

4) установка мала невиправдано громіздкі розміри та велику матеріалоемність, що знижувало ефективність її роботи, її продуктивність та погіршувало контроль технологічних процесів на різних його ланках;

5) екологічні характеристики

Отже, удосконалена промислова установка для адекватного технологічного забезпечення усіх ланок виробництва ефективними інженерно-фізичними рішеннями повинна мати такі технологічні особливості:

1) унеможливлення фізичних умов для конденсації оксидів урану на стінках плазмохімічного реактора з метою усунення можливості його „забивання“ та покращення температурного режиму реакторних стінок;

2) неможливість коалесценції оксидів урану для блокування можливості укрупнення частинок і відповідно утворення вискодисперсного порошку оксидів урану з високою насипною масою та низькою питомою поверхнею;

3) усунення умов рекомбінування оксидів азоту в дисперсній фазі.

Для досягнення зазначеного результату пропонується спосіб перероблення розчину уранилнітрату на оксид урану та розчин азотної кислоти, що передбачає:

- уведення розчину нітрату уранілу та потоку повітряної плазми до зони змішування охолоджуваного плазмохімічного реактора;
- розкладання дезінтегрованого розчину нітрату уранілу в потоці повітряної плазми плазмохімічного реактора на триуран-октаоксид та газову фазу;
- розділення оксидів урану та газової фази у послідовно встановлених відцентровому сепараторі та металокерамічному фільтрі з двошаровою анізотропною металокерамікою з імпульсним ежекційним регенеруванням фільтрувальної поверхні;
- вивантаження дисперсних оксидів урану;
- конденсації оксидів азоту та водяної пари з газової фази з одночасним рекомбінуванням азотної кислоти та концентруванням розчину азотної кислоти.

При цьому вноситься тангенційний потік стисненого повітря у верхню частину корпусу плазмохімічного реактора за зоною змішування, а після завершення розкладання дезінтегрованого розчину нітрату уранілу в потоці повітряної плазми плазмохімічного реактора на триуран-октаоксид U_3O_8 та

газову фазу, охолоджують отриманий вертикально спрямований двофазний потік у водоохолоджуваному газодинамічному соплі до температури 150-200 °С.

Крім того:

- потоки повітряної плазми вводять у плазмований реактор під кутом 30-40 ° до вертикальної осі реактора,
- інжектують дезінтегрований розчин уранилнітрату в потік кисневої плазми з кутом розпилення не більше 45°,
- підтримують температуру в об'ємі плазмового реактора не менше 1200...1500 °С,
- на внутрішній стінці корпусу плазмового реактора підтримують температуру 300...400 °С,
- початкова швидкість тангенційного потоку стисненого повітря становить не менше 50 м/с, витрати потоку повітря не повинні бути меншими за 0,4 кг/с·м², а добуток цих величин – не менше 2 кг/м·с,
- швидкість охолодження потоку продуктів реакції в газодинамічному соплі повинна бути в межах 10⁵...10⁶ К/с.

5.3 Удосконалення технологічного процесу

Для вдосконалення технологічного процесу перероблення розчину уранилнітрату на оксид урану та розчин азотної кислоти було модернізовано установку „Плазмон-3М“, з вітчизняним плазмовим генератором ПУН-1.

Конструкція та масогабаритні характеристики циліндричного плазмохімічного реактора були модернізовані відповідно до результатів розрахунків. Це дозволяє застосовувати лише один плазмований генератор, установлений на верхньому торці реактора, плазмований струмінь якого спрямовано уздовж центральної осі симетрії циліндричного реактора. Система подавання розчину нітрату уранілу до реактора встановлено під кутом 30° відносно осі факела плазмового генератора. Нижня частина плазмового реактора з'єднана з соплом Лавваля для газодинамічного охолодження продуктів, утворених в

реагентній зоні реактора, яке з'єднується з відцентровим сепаратором. Диспергування сировинного розчину нітрату уранілу здійснюється за допомогою форсунки.

Повний виробничий цикл модифікованої установки „Плазмон-3М“ передбачає такі стадії:

- установлення температурного режиму на стінці плазмового реактора (300-400°C), що ускладнює конденсування оксиду урану у пристінній зоні;
- генерування потоку повітряної плазми за допомогою одного або кількох електродугових плазмотронів, симетрично розташованих на кришці реактора під кутом 30-40° до осі реактора;
- дезінтегрування розчину нітрату уранілу в потоки повітряної плазми з таким розрахунком, щоб факел розпилення покривав поверхню плазмової лійки, що утворюється при зустрічі потоків плазми на вході в циліндричний корпус реактора; при цьому кут конуса дезінтегрованого потоку не перевищує 45°;
- змішування потоків дезінтегрованого розчину нітрату уранілу та повітряної плазми, одночасна конверсія сировини в триуран-октаоксид і газову фазу (оксиди азоту, водяна пара, азот, кисень);
- одночасне обтиснення низхідного потоку продуктів реакції тангенціальним потоком стисненого повітря;
- охолодження продуктів реакції у вертикально розташованому газодинамічному соплі до температури 150...200 °C, запобігання коалесценції частинок;
- розділення дисперсних оксидів урану й газової фази у відцентровому сепараторі;

- тонке очищення газової фази від субмікронних часток оксидів урану в металокерамічному фільтрі із двошарової анізотропної металокераміки з імпульсним ежекторним регенеруванням фільтрувальної поверхні;
- вивантаження дисперсного продукту із усіх вивантажувальних пристроїв та елементів, його спрямування на подальше оброблення й захоронення;
- Концентрування розчину азотної кислоти у випарному апараті.

У варіанті чисто водяного охолодження стінки плазмохімічного реактора часто виникає прилипання в'язких крапель і утворення відкладень на її поверхні. При цьому температура реакторної стінки є критично важливим параметром процесу. В ідеалі, для забезпечення ізотермічності процесу, величина має бути близькою до температури суміші продуктів, що зменшує інтенсивність налипання часток конденсованої фази на стінки реактора.

Зовнішнє футерування сталевих стінок реактора за допомогою високотемпературного жароміцного керамічного матеріалу дає можливість підтримувати температурний режим при мінімальних втратах розсіюваної теплоти та уникнути ускладнень, які виникають у результаті чутливості кераміки до термічних ударів з утворенням тріщин, що погіршує хімічний та гранулометричний склад продукту. Тому в модернізованому варіанті установки „Плазмон-3М“ було реалізовано зовнішнє футерування металевих стінок.

У результаті зовнішня сторона футерування стінки плазмового реактора підтримується відносно «холодною», а внутрішня має температуру 400 °С, що зменшує тепловий тиск на стінки реактора та інтенсивність конденсації оксидної продукції на її поверхні. При цьому зазначимо, що всі конструкційні елементи реакторної системи виконані з нержавіючої сталі Х18Н10Т.

Використання мідних і вольфрамових електродів електродугового плазмотрона може призводити до перевищення допустимих норм домішок у продукті відповідно до чинних технічних умов. Для зменшення зношування електродів мідні електроди (катоди й аноди) електродугових плазмотронів

леговані цирконієм (1,8 % цирконію) за методами порошкової металургії. Для зниження ерозії вольфрамових катодів вони леговані танталом у лазерному реакторі (1,9 % танталу). Для зменшення на порядок ерозії вольфрамових катодів здійснювалося їх легування танталом у лазерному реакторі (1.9% танталу).

Використання пневматичної форсунки класичного типу дозволяє застосовувати насос високого тиску і регулювати розмір крапель розчину у широкому діапазоні. Дезінтегрований потік нітрату уранілу 35 змішується з плазмою й одночасно розкладається відповідно до рівняння (5.3). Режим змішування розчину нітрату уранілу з потоками плазми є оптимальним тоді, коли кут розкриття конуса дезінтегрованого потоку розчину, інжектowanego у потік повітряної плазми, не перевищує 45° .

Додатковою гарантією зниження відкладень є обтиснення потоку реагентної суміші й продуктів процесу тангенціальним потоком газоподібного повітря, що подається соплами, встановленими у верхній частині корпусу реактора. На 1 м^2 внутрішньої поверхні стінок реактора має подаватися щонайменше $0,04\text{ кг/с}$ захисного газу зі швидкістю не менше 50 м/с . Добуток цих величин повинен становити не менше $2\text{ кг}/(\text{м}\cdot\text{с}^2)$. Сопла розташовані тангенціально до поверхні корпусу реактора і спрямовані вниз під невеликим кутом до горизонталі ($5\text{--}10^\circ$). Реально основна зона захисту від конденсації оксидів урану — це перші $0,1\text{ м}$ корпусу реактора.

Далі потік продуктів реакції рухається зверху вниз без торкання стінок корпусу плазмового реактора, до входу у водоохолоджуване вертикально розташоване газодинамічне сопло, закріплене на нижньому фланці плазмового реактора та на продуктопроводі за допомогою верхнього й нижнього фланців. У соплі відбувається інтенсивне охолодження потоку продуктів реакції (5.3), конденсація оксидів урану, і потік стає двофазним.

У процесі охолодження продуктів реакції зменшується фізична й хімічна сорбція оксидів азоту на частинках оксидів урану, тобто в кінцевому підсумку знижується вміст азоту в оксидах урану.

Сопло оснащене водоохолоджувальною сорочкою. Параметри сопла розраховані таким чином, щоб забезпечити охолодження потоку продуктів зі швидкістю 10^5 – 10^6 K/с. На вході до сопла потік продуктів здебільшого газоподібний, а на виході – двофазний, тобто складається з часток оксидів урану й газової фази.

Температура двофазного потоку становить 150...200 °С, за яких коалесценція й прилипання частинок до стінок уже не відбуваються. Інтенсивне охолодження двофазного потоку продуктів реакції із заданою швидкістю запобігає коалесценції часток триуран-октаоксиду й дозволяє регулювати гранулометричний склад продукту.

Охолоджену до 150–200 °С продукційну суміш спрямовують до відцентрового сепаратора (наприклад, циклон або вихровий пиловловлювач), у якому відбувається відокремлення дисперсних оксидів урану та газової фази. Після відцентрового сепаратора встановлено металокерамічний фільтр із двошарової анізотропної металокераміки, оснащений системою імпульсного ежекційного регенерування фільтрувальної поверхні для вловлювання дисперсного продукту діоксиду урану.

Оксиди урану вивантажують на засіб для розвантаження, наприклад, розвантажувальний шнек. Потік газової фази, що містить кисень, залишкову кількість водяної пари, оксиди азоту та азот, надходить у металокерамічний фільтр, виготовлений із двошарової анізотропної металокераміки з системою імпульсного ежекційного регенерування фільтрувальної поверхні.

У цьому фільтрі повністю вловлюється дисперсна фаза залишкових субмікронних часток оксидів урану (близько 5% початкової маси продукту); дисперсний порошок оксидів урану із металокерамічного фільтра спрямовують на шнек. Оксиди урану вивантажують шнеком у транспортну посудину.

Потік газових продуктів, очищених від дисперсного порошку, виводять із металокерамічного фільтра і спрямовують до конденсатора, де конденсують водяну пару та частково поглинають оксиди азоту. Далі потік спрямовують до

абсорбера, де поглинаються розчинні оксиди азоту. Газовий потік (N_2 , O_2) у разі потреби направляють до спеціальної системи вентиляції, оснащеної озоновим очищенням газового вихлопу (сюди ж спрямовують і газовий вихлоп із випарного апарата, а розчин азотної кислоти перекачують у випарний апарат, звідки концентрований розчин азотної кислоти направляють на стадію реекстрагування нітрату уранілу). Зауважимо, що на рисунках не показано запірно-регулювальну апаратуру, засоби подачі компонентів технологічного процесу та систему управління.

5.4 Промислові випробування запропонованого способу перероблення радіоактивних відходів

Запропонований спосіб використовувався для перероблення сировини на на радіохімічних підприємствах ядерного паливного циклу – реекстрагування нітрату уранілу конверсією в повітряній плазмі електродугового розряду на триуран-октаоксид і нітрозні гази, які рекомбінують з водяною парою в азотну кислоту. Вихідний розчин (реекстракт $UO_2(NO_3)_2$) мав такі характеристики:

- концентрація реекстракту 0,1...0,50 кг U/дм³;
- вміст HNO_3 0,1...0,2 кг/дм³;

Характеристики процесу та установки для перероблення розчину нітрату уранілу такі:

- сумарна електрична потужність трьох плазмотронів ПУН-1 до 100 кВт;
- плазмоутворювальний газ – повітря;
- сумарні витрати повітря в плазмогенераторі до 50 н.м³/год;
- середньомасова температура повітряної плазми 3000...3500 К;
- продуктивність за розчином нітрату уранілу 20...60 дм³/год;
- концентрація урану в розчині нітрату уранілу 100...500 г/дм³;
- дисперсність уранілнітрату 100...150 мкм;
- тиск у реакторі 100...150 кПа;
- об'ємні витрати повітря на обдув стінок реактора 3,5 н.м³/год;

- швидкість повітря, що обдуває, на вході в реактор 52,4 м/с;
- масові витрати повітря на обдування стінок реактора 4,5 кг/год або 0,00125 кг/с);
- температура стінки корпусу реактора до 500 °С;
- ступень очищення газу від твердих часток на вході в металокерамічний фільтр 95 %;
- ступінь уловлювання порошку у відцентровому сепараторі та в металокерамічному фільтрі 99,999 %;
- температура потоку повітряної плазми до змішування з нітратом уранілу 3500-4500 °С;
- температура в плазмохімічному реакторі після змішування плазми з нітратом уранілу 1200-4000 °С;
- внутрішній діаметр корпусу плазмохімічного реактора 100 мм;
- лінійна швидкість реагентного середовища в плазмохімічному реакторі 5...6 м/с;
- довжина плазмохімічного реактора від горизонтальної поверхні кришки до нижнього фланцю приблизно 1...1,5 м;
- ступінь конверсії нітрату уранілу в триуран-октаоксид 99,999 %;
- температура на внутрішній поверхні стінки корпусу плазмохімічного реактора 330 °С;
- температура на зовнішній поверхні футерування стінки корпусу плазмохімічного реактора 40 °С;
- продуктивність за ре-екстрактом 31 дм³/год;
- концентрація ре-екстракту 0,35...0,48 кг U/дм³;
- продуктивність за ураном 10,85...14,88 кг/год;
- продуктивність за оксидами урану 12,79-17,56 кг/год;
- сумарні витрати повітря в плазмогенераторах 50 н.м³/год;
- витрата газів, на виході із плазмохімічного реактора 109,4...96,0 н.м³ /год;
- концентрація розчину азотної кислоти на виході із абсорбера 4,3...7,8%;

- швидкість охолодження потоку продуктів реакції в газодинамічному соплі $10^5 \dots 8 \cdot 10^4$ K/c;
- середній розмір часток U_3O_8 0,43-0,51 мм;
- чистота продукту за Fe, Cu, W, Cr та за іншими домішками 0,6 ppm становить $6 \cdot 10^{-5} \dots 4,3 \cdot 10^{-5}$ % за масою;
- витрати електроенергії 6,7...5,9 кВт·год/(кг U);
- уміст залишкового азоту 0,087...0,09 %.

Концентрація азотної кислоти дорівнює сумі кількості оксидів азоту, кількості розкладеного нітрату уранілу та кількості оксидів азоту, синтезованих в електричній дузі в плазмовому генераторі. Кінцевий продукт – оксид урану – вміщує за масою 84,89 %, серед яких 25,46 % U^{+4} . Вологість отриманих партій оксидів урану становила 0,08...0,1 %. Насипна маса з утрушуванням знаходилася в діапазоні 2,5...2,7 г/см³, а питома поверхня – 2,5...2,7 м²/г. Концентрування азотної кислоти здійснюється в стандартному випарному апараті.

Таким чином, апарат дозволяє ефективно переробляти нітрат уранілу без шкоди для навколишнього середовища. У процесі виробляється цінний хімічний продукт – розчин азотної кислоти.

5.5 Висновки до розділу 4.

1. Сукупність операцій і конструкція установки для їхнього здійснення дозволили досягти технічного результату, а саме отримати в одному циклі перероблення відходу ядерної промисловості розчину нітрату уранілу дисперсний оксид урану у формі триуран-октаоксиду з високою монодисперсністю, придатного для подальшого використання на етапах ядерного паливного циклу.
2. У процесі перероблення виробляється розчин азотної кислоти, який є цінним продуктом хімічної промисловості, а також може бути повернутий в технологічний цикл.

ЗАГАЛЬНІ ВИСНОВКИ

1. У роботі вирішено важливу науково-прикладну задачу декарбонізування та підвищення екологічності енергетики шляхом упровадження безпечних ядерних енергетичних установок малої потужності та підвищення безпеки управління радіоактивними відходами.

2. Аналіз літературних джерел і патентних досліджень стосовно ядерної енергетики виявив значні перспективи впровадження малих модульних реакторів для децентралізації енергопостачання та підвищення ядерної безпеки. Це особливо актуально в умовах війни та пошкодженої інфраструктури. Однак, на сьогодні немає готових рішень абсолютно безпечних малих модульних реакторів. Ядерні відходи є важливим вторинним ресурсом для повернення урану в ядерний паливний цикл, але розвиток техніки його видобутку недостатній для забезпечення абсолютної безпеки.

3. Розроблена тривимірна класифікація джерел енергії дозволила виявити місце атомної енергії у світовій енергетиці. Класифікування доцільно виконувати за впливом на кліматичні зміни, доступністю та стабільністю надходження. При цьому атомна енергія є «вихідною» для практично всіх джерел первинної енергії. Її особливість полягає в тому, що це – єдине викопне, але безвуглецеве паливо. Основними проблемами є неможливість маневрування та радіаційні наслідки, що вимагає особливої уваги при впровадженні.

4. Для декарбонізування енергетики доцільно модернізувати теплові електростанції до атомних станцій малої потужності з використанням малих модульних реакторів. Забезпечити теплофікаційний режим перетворення ядерної енергії пропонується з використанням підігрівача високого тиску. Розроблена атематична модель такої схеми показала, що в теплофікаційному режимі при потужності реактора 525 МВт можна виробити 36,1 МВт електроенергії та 442,5 МВт теплоти. На підставі ексергетичного коефіцієнта корисної дії показано недоцільність застосування теплових насосів для підвищення ефективності теплофікаційної установки. Зміна ексергетичного ККД можлива в межах 3 % ціною

зниження параметрів теплоносія теплової мережі та повної модернізації всіх об'єктів теплдлопостачання, причому затрати будуть неадекватні ефекту, особливо в умовах війни.

5. Аналіз ситуації показує доцільну черговість вжиття заходів:(мікро)райони, заживлені від пошкодженої інфраструктури; (мікро)райони зі зношеною інфраструктурою. Мікрорайони, де теплдлопостачання залежить від електропостачання насосів, забезпечена генераторами. Переваги елеваторних теплових пунктів щодо відсутності живлення насосів у споживачів повністю нівелюються підвищеним тиском в тепловій мережі, що спричинює аварії.

6. Значні часові затрати при пуску ядерних установок спостерігаються при випробуванні системи герметичного огороження. Нагнітання повітря може тривати до 25 годин залежно від герметичного об'єму Застосування ежекторів значно пришвидшує цей процес. Розроблена математична модель випереджає аналоги за швидкістю та точністю розрахунків, а також урахує додаткове обладнання, як-от фільтри. Реалізування моделі показало, що оптимальний модуль ежектора становить 8,6. З урахуванням фільтрів час заповнення системи герметичного огороження скорочується на 35 % проти 38,8 % без урахування обладнання. Це суттєво пришвидшує пусконаладжувальні роботи. Моделювання стандартною k-ε моделлю підтвердило значення модуля ежектора.

6. Для безпечного використання радіоактивних відходів з поверненням урану до ядерного паливного циклу модернізовано вітчизняну плазмохімічну установку «Плазмон-3» до «Плазмон-3М». Промислові випробування підтвердили високу ефективність: при споживаній потужності до 100 кВт та витраті повітря до 50 н.м³/год установка спроможна переробити 20...60 дм³/год нітрату уранілу з поверненням 10,85...14,88 кг/год урану, 12,79...17,56 кг/год оксидів урану, а також продукуванням розчину 4,3...7,8 % азотної кислоти, що є цінним продуктом хімічної промисловості.

СПИСОК ВИКОРИСТАНИХ ДЖЕРЕЛ

- [1] L. Bilozirova, “Analiz enerhetychnykh stratehii krain YeS: dosvid lideriv dopomozhe Ukraini.” grEEn Energy Efficiency. Accessed: Apr. 08, 2026. [Online]. Available: <https://energefficiency.in.ua/stati/vozobnovlyaemaya-energiya/84-analiz-energetichnykh-strategij-krajn-es-ta-svitu-i-rol-i-v-nikh-vidnovlyuvanikh-dzherel-energiji-chastina-2.html>
- [2] *Advances in Small Modular Reactor Technology Developments: A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS)*. Vienna: IAEA. Accessed: Apr. 08, 2026. [Online]. Available: https://aris.iaea.org/publications/smr_book_2020.pdf
- [3] “SMR-160. A Safe and Secure Nuclear Energy Future for Ukraine.” Ukrainian Nuclear Society. Accessed: Apr. 08, 2026. [Online]. Available: <https://www.slideshare.net/slideshow/smr160-a-safe-and-secure-nuclear-energy-future-for-ukraine/77032732>
- [4] “SMR-160: Briefing to the USNRC July 26, 2012.” SMR LLC Holtec Center, North Jupiter. Accessed: Apr. 08, 2026. [Online]. Available: <https://www.nrc.gov/docs/ML1220/ML12205A143.pdf>
- [5] *Handbook of Small Modular Nuclear Reactors*. Elsevier, 2021. doi: 10.1016/C2019-0-00070-2.
- [6] K. Denysevych, Y. Landau, V. Neiman, V. Suleimanov, and B. Shylyayev, *Enerhetyka: istoriia, suchasnist i maibutnie*, vol. 4. Rozvytok atomnoi enerhetyky ta obiednanykh enerhosystem, 5 vols. Accessed: Aug. 04, 2026. [Online]. Available: <http://energetika.in.ua/ua/books/book-4>
- [7] J. Liou, “IAEA at COP26: How Nuclear Power and Technologies Can Help Tackle Climate Change.” IAEA, Vienna, Oct. 29, 2021. Accessed: Apr. 08, 2026. [Online]. Available: <https://www.iaea.org/newscenter/news/iaea-at-cop26-how-nuclear-power-and-technologies-can-help-tackle-climate-change>

- [8] V. Patlaichuk, “Chastyna 1. Rozrakhunok odnotsyindrovykh turbin,” in *Proiektuvannia statsionarnykh parovykh turbin*, vol. 1, 2 vols., Mykolaiv: NUK, 2025, p. 120.
- [9] Public Union “Nuclear Energy Innovation Institute” and V. V. Demianiuk, “Small Modular Reactors: Safety and Economic Indicators, Perspectives of their Deployment into Unified Power Grid of Ukraine,” *Nucl. Power Environ.*, vol. 18, pp. 23–33, 2020, doi: 10.31717/2311-8253.20.3.3.
- [10] О. Волошкіна, І. Кордуба, О. Жукова, and С. Цибитовський, “Оцінка впливу існуючих систем охолодження атомних реакторів на екологічну безпеку України в умовах кліматичних змін,” presented at the II Міжнародна науково-практична конференція «Green Construction», Київ: КНУБА, 14.04 2023, pp. 427–431. [Online]. Available: https://www.knuba.edu.ua/wp-content/uploads/2023/04/materialy-konferencziyi_zelene-budivnytstvo_2023.pdf
- [11] Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants, NAS of Ukraine *et al.*, “World trends of construction development of water-cooled supercritical pressure reactors,” *Nucl. Power Environ.*, vol. 17, no. 2, pp. 3–15, 2020, doi: 10.31717/2311-8253.20.2.1.
- [12] A. Kliuchnikov, I. Sharaievskyi, N. Fialko, L. Zimin, and H. Sharaievskyi, *Teplofizyka nadiinosti aktyvnykh zon*. Chornobyl: In-t problem bezpeky AES, 2015. Accessed: Apr. 08, 2026. [Online]. Available: <https://www.ispnpp.kiev.ua/teplofizika-nadeznosti-aktivnyh-zon/>
- [13] Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants, NAS of Ukraine *et al.*, “Actual problems of the thermal hydraulic reliability ensuring of prospective nuclear reactors with supercritical parameters,” *Nucl. Power Environ.*, vol. 20, pp. 27–38, 2021, doi: 10.31717/2311-8253.21.1.2.
- [14] I. L. Pioro and R. B. Duffey, *Heat Transfer & Hydraulic Resistance at Supercritical Pressures in Power Engineering Applications*. ASME Press, 2007. doi: 10.1115/1.802523.

- [15] A. Nosovskyi, Sharaievskyi I, N. Fialko, L. Zimin, and H. Sharaievskyi, *Teplofizyka resursu yadernykh enerhoustonovok*. Kyiv: ISP NPP, NAS of Ukraine, 2017.
- [16] “Richne spozhyvannia hazu, vuhillia ta inshykh palyvnykh produktiv v Ukraini.” Minfin Ukrainy, Kyiv, Feb. 2026. Accessed: Apr. 08, 2026. [Online]. Available: <https://index.minfin.com.ua/ua/economy/energy/>
- [17] H. Verkhivker, V. Kravchenko, and V. Dubkovskyi, *Teplopostachannia vad atomnykh elektrostantsii*. Odesa: VMV, 2010.
- [18] S. H. Ghazaie, K. Sadeghi, E. Sokolova, E. Fedorovich, and A. Shirani, “Comparative Analysis of Hybrid Desalination Technologies Powered by SMR,” *Energies*, vol. 13, no. 19, p. 5006, Sep. 2020, doi: 10.3390/en13195006.
- [19] V. Kravchenko, R. Sereda, Z. Xiaolong, Y. VIsotskii, and A. Rybakov, “Choice of basic construction parameters of steam generators for NPP for low power,” *Probl. At. Cience Technol.*, no. 5, pp. 62–68, 2019, [Online]. Available: <https://vant.kipt.kharkov.ua/TABFRAME.html>
- [20] M. V. Ramana, “Technical and social problems of nuclear waste,” *WIREs Energy Environ.*, vol. 7, no. 4, p. e289, Jul. 2018, doi: 10.1002/wene.289.
- [21] O. Zhukova and N. Negoda, “DETERMINATION OF CAUSE-CONSEQUENTIAL CHANGES IN THE MECHANISM OF BIOTIC SELF-REGULATION OF WATER BODIES BY URBOECOSYSTEMS (ON THE EXAMPLE OF THE CITY OF KYIV, UKRAINE),” *Constr. Eng.*, no. 41, pp. 116–127, Feb. 2025, doi: 10.32347/tb.2024-41.0414.
- [22] Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants, NAS of Ukraine and A. V. Nosovskyi, “On the Prospects for the Construction of New Nuclear Power Plants,” *Nucl. Power Environ.*, vol. 15, no. 3, pp. 3–13, 2019, doi: 10.31717/2311-8253.19.3.1.
- [23] *Pro vnesennia zmin do deiakykh zakoniv Ukrainy shchodo vdoskonalennia zakonodavstva u sferi povodzhennia z radioaktyvnymy vidkhodamy*. 2019. [Online]. Available: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/208-20?lang=en#Text>

- [24] *Pro skhvalennia Kontseptsii Derzhavnoi ekonomichnoi prohramy povodzhennia z vidpratsovanym yadernym palyvom vitchyznianskykh atomnykh elektrostantsii na period do 2025 roku.* 2019. [Online]. Available: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/385-2019-%D1%80#Text>
- [25] D. Savage and A. Randolph, *Exchangeability of bentonite buffer and backfill materials.* Helsinki: STUK, 2021. [Online]. Available: https://www.researchgate.net/publication/257559862_Exchangeability_of_bentonite_buffer_and_backfill_materials
- [26] O. Dybach and H. Plachkov, “On Licensing the Technology of Small Modular Reactors,” *Nucl. Radiat. Saf.*, no. 1(81), pp. 3–9, Mar. 2019, doi: 10.32918/nrs.2019.1(81).01.
- [27] K. Langdon, “NuScale Small Modular Reactor (SMR) Overview,” presented at the INPRO Dialogue Forum on Opportunities and Challenges in Small Modular Reactors, Aug. 02, 2019. Accessed: Apr. 08, 2026. [Online]. Available: <https://nucleus.iaea.org/sites/INPRO/df17/IV.5-KenLangdon-NuScale.pdf>
- [28] *Design Safety Considerations for Water Cooled Small Modular Reactors Incorporating Lessons Learned from the Fukushima Daiichi Accident.* New York: IAEA. [Online]. Available: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE-1785_web.pdf
- [29] A. Bradford, “Fuel and Waste Considerations for Small Modular Reactors and Advanced Reactors,” Jun. 11, 2014. [Online]. Available: <https://www.nrc.gov/docs/ML1417/ML14170A133.pdf>
- [30] E. Ahonen, J. Heinonen, N. Lahtinen, and M. Tuomainen, *Preconditions for the safe use of small modular reactors - outlook for the licensing system and regulatory control.* Helsinki: STUK, 2020. Accessed: Apr. 08, 2026. [Online]. Available: <https://www.julkari.fi/server/api/core/bitstreams/7a1aa9bf-a230-472d-8272-b65716d8a382/content>
- [31] “Appendix K:2 Subject-specific replies to supplementary requests.” Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co, Stockholm, Apr. 02, 2013.

- [32] W. D. Magwood, *Nuclear Innovation 2050: An NEA initiative to accelerate R&D and market deployment of innovative nuclear fission technologies to contribute to a sustainable energy future*. Paris: OECD, NEA, 2018. [Online]. Available: https://www.oecd-nea.org/ndd/ni2050/ni2050_%20brochure.pdf
- [33] L. Krall and A. Macfarlane, “Burning waste or playing with fire? Waste management considerations for non-traditional reactors,” *Bull. At. Sci.*, vol. 74, no. 5, pp. 326–334, Sep. 2018, doi: 10.1080/00963402.2018.1507791.
- [34] B. Shabalin, “Strategy for the management of used nuclear fuel and radioactive waste of small water-water modular reactors,” *Proc. NTUU “Igor Sikorsky KPI” Ser. Chem. Eng. Ecol. Resour. Sav.*, no. 2, pp. 76–87, Jun. 2023, doi: 10.20535/2617-9741.2.2023.283527.
- [35] I. Orel, “Mali reaktory na zminu velykym AES: yak Ukraini osidlaty khvyliu hlobalnykh zmin v enerhetytsi,” *Unian*, Kyiv, Jul. 10, 2019. [Online]. Available: <https://www.unian.net/economics/energetics/10612260-malye-reaktory-na-smenu-krupnym-aes-kak-ukraine-osedlat-volnu-globalnyh-izmeneniy-v-energetike.html>
- [36] T. Bergman, S. Mirsky, S. Pope, and S. Unikewicz, “The NuScale Design,” Jun. 09, 2016. Accessed: Apr. 08, 2026. [Online]. Available: <https://www.nrc.gov/docs/ML1616/ML16161A723.pdf>
- [37] D. Rochman *et al.*, “An introduction to Spent Nuclear Fuel decay heat for Light Water Reactors: a review from the NEA WPNCs,” *EPJ Nucl. Sci. Technol.*, vol. 10, p. 9, 2024, doi: 10.1051/epjn/2024010.
- [38] G. Kessler, *Nuclear Fission Reactors*. in *Topics in Energy*. Vienna: Springer Vienna, 1983. doi: 10.1007/978-3-7091-7622-1.
- [39] N. R. Brown, A. Worrall, and M. Todosow, “Impact of thermal spectrum small modular reactors on performance of once-through nuclear fuel cycles with low-enriched uranium,” *Ann. Nucl. Energy*, vol. 101, pp. 166–173, Mar. 2017, doi: 10.1016/j.anucene.2016.11.003.
- [40] A. Mancini, P. Tuite, K. Tuite, and S. Woodberry, “Greater-Than-Class C Low-Level Radioactive Waste Characterization. Appendix A-3: Basis for Greater-Than-

- Class C Low-Level Radioactive Waste Light Water Reactor Projections.” Idaho National Engineering Laboratory, Idaho Falls, Sep. 1994. Accessed: Apr. 08, 2026. [Online]. Available: <https://inis.iaea.org/records/8hy1v-74333/files/27032240.pdf>
- [41] L. M. Krall, A. M. Macfarlane, and R. C. Ewing, “Nuclear waste from small modular reactors,” *Proc. Natl. Acad. Sci.*, vol. 119, no. 23, p. e2111833119, Jun. 2022, doi: 10.1073/pnas.2111833119.
- [42] “Nuclear Waste State of the Art Report 2022 – Society, technology and ethics.” The Swedish National Council for Nuclear Waste, Stockholm, Feb. 2022. Accessed: Apr. 08, 2026. [Online]. Available: <https://www.government.se/contentassets/b456d0d9763c451c9cfb626fed5b73b0/nuclear-waste-state-of-the-art-report-2022-sou-20227.pdf>
- [43] *Waste from Innovative Types of Reactors and Fuel Cycles. A Preliminary Study.* in IAEA Nuclear Energy Series, no. NW-T-1.7. Viena: IAEA, 2019.
- [44] “‘AES v kysheni’. Chy potribno Ukraini buduvaty mali yaderni reaktory i naskilky vony bezpechni,” BBC, Dec. 09, 2022. [Online]. Available: <https://www.bbc.com/ukrainian/features-63894426>
- [45] V. Popov, V. Mileikovskiy, and O. O. Tryhub, “Expert express assessment of the impact of heat and mass transfer processes on the residual life of the WWER-1000 reactor vessel due to metal embrittlement,” *Vent. Illum. Heat Gas Supply*, vol. 41, pp. 39–49, Apr. 2022, doi: 10.32347/2409-2606.2022.41.39-49.
- [46] V. Popov, O. Tryhub, and V. Mileikovskiy, “Modeling of ultra-fast accident cooling of the wall of the reactor vessel WWER-1000,” *Vent. Illum. Heat Gas Supply*, vol. 51, pp. 57–73, May 2025, doi: 10.32347/2409-2606.2024.51.57-73.
- [47] V. Vashchenko, I. Korduba, N. M. A. S. Hafez, N. Nehoda, and S. Tsybytovskiy, “Engineering and Physical Bases of Development and Creation of Plasmochemical Reactors for Mobile Facilities for Medical Waste Disposal,” *Open J. Ecol.*, vol. 14, no. 09, pp. 651–662, 2024, doi: 10.4236/oje.2024.149037.
- [48] V. Vashchenko, I. Korduba, N. Mahmoud Al Saeed Hafez, N. Nehoda, S. Tsybytovskiy, and Y. Trach, “Engineering and physical bases and environmental

- safety of plasm-chemical disposal of hazardous medical waste,” *Acta Sci. Pol. Archit.*, vol. 24, pp. 16–27, Apr. 2025, doi: 10.22630/ASPA.2025.24.2.
- [49] R. Abbou, *Hazardous Waste: Detection, Control, Treatment*, A,B vols. New York: Elsevier Science Publishing Company, Inc., 1988.
- [50] D. Cretenot, J. Vanrenterghem, M. Labrot, and D. Pineau, “Waste destruction by plasma,” presented at the EPRI Symposium on Industrial and Environmental Applications of Plasma, Mar. 1990.
- [51] V. Zhovtianskyi *et al.*, “Pererobka nebezpechnykh i radioaktyvnykh vidkhodiv iz vykorystanniam plazmovykh tekhnolohii,” *Ekolohichni Nauky*, no. 2(21), pp. 50–58, 2018, Accessed: May 25, 2026. [Online]. Available: <https://ecoj.dea.kiev.ua/archives/2018/2/11.pdf>
- [52] V. Vashchenko, A. Antonov, Y. Loza, I. Korduba, and T. Kapusta, “Perspektyvy vprovadzhennia plazmovoï tekhnolohii pereroblennia nebezpechnykh vidkhodiv,” in *Conference Proceedings*, Admiral Makarov National University of Shipbuilding, Sep. 2019, pp. 119–120.
- [53] A. Khaligh and O. C. Onar, “Energy Sources,” in *Power Electronics Handbook*, Elsevier, 2018, pp. 725–765. doi: 10.1016/B978-0-12-811407-0.00025-8.
- [54] *Pro enerhetychnu efektyvnist.* 2022. [Online]. Available: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/1818-20?lang=en#Text>
- [55] “В,” *Термінологія законодавства (станом на 26.05.2026) — 106906 термінів*. Верховна Рада України, Київ. Accessed: May 27, 2026. [Online]. Available: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/term/v/page15/name>
- [56] N. Munroe and P. Singh, “Uncommon Alternative Renewable Energy Sources,” presented at the The Sixth Latin American and Caribbean Conference for Engineering and Technology, Tegucigalpa, 6.06 2008, p. 143. [Online]. Available: <https://laccei.org/LACCEI2008-Honduras/Papers/pdf/p143.pdf>
- [57] Y. Deng, *Ancient Chinese Inventions*, 3rd ed. Cambridge University Press, 2011.
- [58] A. T. Ahmed, F. El Gohary, V. A. Tzanakakis, and A. N. Angelakis, “Egyptian and Greek Water Cultures and Hydro-Technologies in Ancient Times,” *Sustainability*,

- vol. 12, no. 22, p. 9760, Nov. 2020, doi: 10.3390/su12229760.
- [59] E. W. Golding, *The generation of electricity by wind power*, Reprinted. in A Halsted Press book. New York: Halsted Press, 1978.
- [60] “Oil formation,” *Energy Education*. University of Calgary, Calgary. Accessed: May 27, 2026. [Online]. Available: https://energyeducation.ca/encyclopedia/Oil_formation
- [61] “Natural gas,” *Energy Education*. University of Calgary, Calgary. Accessed: May 27, 2026. [Online]. Available: https://energyeducation.ca/encyclopedia/Natural_gas
- [62] “Coal,” *Energy Education*. University of Calgary, Calgary. Accessed: May 27, 2026. [Online]. Available: <https://energyeducation.ca/encyclopedia/Coal>
- [63] F. Raffaelli, *Construction and circular economy*. European Demolition Association, EDA, 2022. Accessed: May 27, 2026. [A4]. Available: <https://www.europeandemolition.org/library/guide-about-construction-and-circular-economy>
- [64] V. Kravchenko, I. Kozlov, V. Vashchenko, I. Korduba, A. Overchenko, and S. Tsybytovskiy, “Increasing the Efficiency and Level of Environmental Safety of Pro-Environmental City Heat Supply Technologies by Low Power Nuclear Plants,” *World J. Nucl. Sci. Technol.*, vol. 14, no. 02, pp. 107–117, 2024, doi: 10.4236/wjnst.2024.142006.
- [65] V. Kirov, *Teplovi skhemy turbostanovok AES ta yikh rozrakhunky*. Odessa: AT BAKhVA, 2002.
- [66] V. Kravchenko, V. Kolykhanov, Y. Muromsky, Y. Vysotsky, M. Galatsan, and A. Overchenko, “Increasing the Efficiency of NPP by Using the Heat Pump for Heat Supply,” in *Proceedings*, Zadar: Croatian Nuclear Society, Jun. 2022. Accessed: Apr. 08, 2026. [Online]. Available: <https://nuclear-option.org/wp-content/uploads/2022/11/S3-120.pdf>
- [67] A. V. Nosovskyi, I. G. Sharaevsky, N. M. Fialko, L. B. Zimin, and G. I. Sharaevsky, *Teplofizyka resursa yadernykh enerhoustonovok*. Odesa: ISP NPP, NAS of Ukraine, 2017.

- [68] “Veteranskyi biznes TYTANOVI: enerhiia, stvorena tymy, khto zakhyshchav krainu.” Tytanovi, Kyiv. Accessed: May 29, 2026. [Online]. Available: <https://tytanovi.com/en/powerenergy-tytanovi/>
- [69] V. Kravchenko, A. Vlasov, A. Golovchenko, A. Mazurenko, V. Dubkovskyi, and O. Chulkin, “State and Prospects of Containment Tightness Tests for VVER-1000 Reactor Installations,” *Nucl. Radiat. Saf.*, no. 2(98), pp. 53–60, Jun. 2023, doi: 10.32918/nrs.2023.2(98).05.
- [70] V. Kravchenko, A. Vlasov, A. Andryushchenko, D. Vlasov, A. Golovchenko, and P. Gavrilov, “REDUCED AIR INJECTION TIME DURING CONTAINMENT TESTING DUE TO THE USE OF AN EJECTOR,” *Odes'kyi Politech. Universytet Pr.*, vol. 1, no. 65, pp. 62–69, 2022, doi: 10.15276/opu.1.65.2022.07.
- [71] S. Surkov *et al.*, “Use of an ejector to reduce the time of air injection during testing of the containment system at nuclear power plants,” *Sci. Rev. Eng. Environ. Sci. SREES*, vol. 33, no. 4, pp. 401–418, Nov. 2024, doi: 10.22630/srees.9956.
- [72] O. Butenko and S. Smyk, “Improvement of the central ejector efficiency under nonoptimal operating modes,” *Nauk. Visnyk Natsionalno Hirnychnoho Universytetu*, vol. 2, pp. 57–61, 2015, Accessed: Nov. 28, 2025. [Online]. Available: <https://nvngu.in.ua/index.php/en/archive/on-the-issues/1072-2015/contents-no-2-2015/geotechnical-and-mining-mechanical-engineering-machine-building>
- [73] S. Tsybytovskyi and T. Tkachenko, “Speeding Up the Tightness Testing of High-Risk Facilities Using the Absolute Pressure Method,” presented at the V International Scientific and Practical Conference «Green Construction», Kyiv: KNUCA, 21.05 2026, pp. 346–349. [Online]. Available: https://www.researchgate.net/publication/407139148_Materiali_V_Miznarodnoi_naukovo-prakticnoi_konferencii_Green_Construction_Zelene_budivnictvo_20-21_travna_2026_roku
- [74] S. Tsybytovskyi, “Simulation of the ejector in the system for testing the tightness of high-risk facilities,” *Vent. Illum. Heat Gas Supply*, vol. 56, pp. 131–152, 2026, doi:

<https://doi.org/10.32347/2409-2606.2026.56.131-152>.

- [75] D. Kahaner, C. Moler, and S. Nash, *Numerical methods and software*. Englewood Cliffs: Prentice Hall, 1977. [Online]. Available: <https://www.hlevkin.com/hlevkin/60numalgs/Fortran/Kahaner-Moler-Numerical-Methods-and-Software.pdf>
- [76] Y. Tumanov, *Plazmennye, vysokochastotnye, mikrovolnovye i lazernye tekhnologii v khimiko-metallurgicheskikh protsessakh*. Fizmatlit, 2010.

ДОДАТКИ

ДОДАТОК А

СПИСОК ОПУБЛІКОВАНИХ ПРАЦЬ ЗА ТЕМОЮ ДИСЕРТАЦІЇ

Наукові праці, у яких опубліковані основні наукові результати дисертації

1. Surkov S., Kravchenko V., Korduba I., Golovchenko A., Butenko O., Tsybytovskiy S., Trach Y. Use of an ejector to reduce the time of air injection during testing of the containment system at nuclear power plants. *Scientific Review Engineering and Environmental Sciences*, Vol. 33, No. 4, 2024. P. 401–418. <https://doi.org/10.22630/srees.9956> (Scopus, Q3).

Особистий внесок здобувача полягає в теоретичному описі системи випробувань з ежекторами.

2. **Цибитовський С.** Моделювання ежектора в системі випробування герметичності об'єктів підвищеної небезпеки. *Вентиляція, освітлення та теплогазопостачання*, Вип. 56, 2026. С. 131–152. <https://doi.org/10.32347/2409-2606.2026.56.131-152>

3. Ващенко В., Кордуба І., **Цибитовський С.** Ядерно-екологічна безпека зберігання відпрацьованого ядерного палива та поводження з ним. *Техніка будівництва*, No. 41, 2024. P. 128–141. <https://doi.org/10.32347/tb.2024-41.0415>

Особистий внесок здобувача полягає в аналізі літературних джерел та офіційної інформації щодо стану питання зберігання відпрацьованого ядерного палива в Україні.

Наукові праці, які засвідчують апробацію матеріалів дисертації:

4. Tsybytovskiy S., Tkachenko T. Speeding Up the Tightness Testing of High-Risk Facilities Using the Absolute Pressure Method. V *International Scientific and Practical Conference «Green Construction» 20-21 May 2026, Kyiv*. P. 346-349, https://www.researchgate.net/publication/407139148_Materiali_V_Miznarodnoi_naukovo-prakticnoi_konferencii_Green_Construction_Zelene_budivnictvo_20-21_travna_2026_roku

Особистий внесок здобувача полягає в моделюванні течій в ежсекторі методами обчислювальної гідродинаміки.

5. Волошкіна О.С., Кордуба І.Б., Жукова О.Г., **Цибитовський С.Ю.** Оцінка впливу існуючих систем охолодження атомних реакторів на екологічну безпеку України в умовах кліматичних змін. *II Міжнародна науково-практична конференція «Зелене будівництво» 13-14 квітня 2023, м. Київ. с. 427-431.* https://www.knuba.edu.ua/wp-content/uploads/2023/04/materialy-konferencziyi_zelene-budivnycztvo_2023.pdf

Особистий внесок здобувача полягає в аналізі впливу АЕС на довкілля з утворенням теплового острова.

Наукові праці, які додатково відображають матеріали дисертації:

6. Kravchenko V., Kozlov I., Vashchenko V., Korduba I., Overchenko A., **Tsybytovskyi S.** Increasing the Efficiency and Level of Environmental Safety of Pro-Environmental City Heat Supply Technologies by Low Power Nuclear Plants. *World Journal of Nuclear Science and Technology*, Vol. 14, No. 2, 2024. P. 107-117. <https://doi.org/10.4236/wjnst.2024.142006>

Особистий внесок здобувача полягає в теоретичному описі теплової електростанції, модернізованої до атомної в теплофікаційному режимі з малим модульним реактором.

7. Vashchenko V., Korduba I., Nancy Mahmoud Al Saeed Hafez, Nehoda N., **Tsybytovskyi S.** Engineering and Physical Bases of Development and Creation of Plasmochemical Reactors for Mobile Facilities for Medical Waste Disposal. *Open Journal of Ecology*. Vol. 14, №9, 2024. Article No. 37. P. 651-662. <https://doi.org/10.4236/oje.2024.149037>

Особистий внесок здобувача полягає в участі в розробленні технологічної схеми плазмохімічного реактора, який може бути пристосований до утилізування нітрату уранілу.

8. Vashchenko V., Korduba I., al Saeed Hafez N.M., Nehoda N., **Tsybytovskyi S.**, Trach Y. Engineering and physical bases and environmental safety of

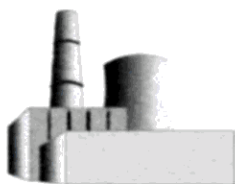
plasmachemical disposal of hazardous medical waste. *Acta Scientiarum Polonorum. Architectura*. Vol. 24, 2025. P. 16-27.

<https://doi.org/10.22630/ASPA.2025.24.2>

Особистий внесок здобувача полягає в аналізі досвіду створення плазмохімічних установок та участі у створенні технологічних схем.

Апробація роботи. Основні результати досліджень та окремі розділи роботи доповідалися на II Міжнародній науково-практичній конференції «Зелене будівництво» 13-14 квітня 2023, м. Київ, та на Міжнародній науково-практичній конференції «Green Construction» 20-21 травня 2026, м. Київ.

ДОДАТОК Б
ВПРОВАДЖЕННЯ РЕЗУЛЬТАТІВ РОБОТИ



Товариство з обмеженою відповідальністю

ІНЖЕНЕРНИЙ ЦЕНТР
"ТЕХНОЕНЕРГОМАШ"

04074, м. Київ, вул. Мостицька 14, оф. 245
ЄДРПОУ 21646798

Д О В І Д К А

**про передавання для впровадження результатів дисертаційного
дослідження Цибитовського Сергія Юрійовича
«Підвищення екологічної безпеки децентралізованої енергетики задля
сталого розвитку міст»
на здобуття наукового ступеня доктора філософії**

Цю довідку видано про те, що отримані науково-технічні результати в результаті дисертаційного дослідження Сергія Цибитовського «Підвищення екологічної безпеки децентралізованої енергетики задля сталого розвитку міст» було передано ТОВ «Інженерний центр «ТЕХНОЕНЕРГОМАШ» для впровадження в діяльність.

Зокрема, запропоновані схеми модернізування теплових електростанцій до атомних станцій малої потужності дозволяють вирішити проблеми нестабільного теплопостачання районів в умовах війни. Модернізовані плазмохімічні установки є ефективним рішенням для управління радіоактивними відходами з максимальним корисним використанням на атомній станції та в технологічних процесах.

ТОВ «Інженерний центр «ТЕХНОЕНЕРГОМАШ», який є лідером незалежного експертування об'єктів ядерної енергетики в Україні зацікавлений у широкому впровадженні розробленого обладнання та технологій.

Директор

**ТОВ «Інженерний центр
«ТЕХНОЕНЕРГОМАШ»**



Вячеслав ПОПОВ

Д О В І Д К А
про передавання результатів дисертаційного дослідження
Цибитовського Сергія Юрійовича
«Підвищення екологічної безпеки децентралізованої енергетики задля
сталого розвитку міст»
на здобуття наукового ступеня доктора філософії

Цю довідку видано про те, що науково-технічні результати дисертаційного дослідження Цибитовського Сергія Юрійовича «Підвищення екологічної безпеки децентралізованої енергетики задля сталого розвитку міст» було передано ФГ «Енергія-1» у Бориспільському районі Київської області для подальшого просування через владні структури.

У зимовий період район потерпає від знеструмлень і втрати опалення. Відповідно, пошкоджується та зношується обладнання в адміністративній та технологічних приміщеннях ФГ «Енергія-1» та інших господарств. Унеможлиблюється розвиток фермерства в напрямку розширення асортименту продукції, залежної від опалення.

ФГ зацікавлено у впровадженні здобутків, отриманих Сергієм Цибитовським і буде розповсюджувати результати досліджень у Бориспільській районній раді з пропозиціями щодо їхнього впровадження.

Голова ФГ «Енергія-1»



Петро ЛІВИЙ