

ЯДЕРНІ ЕНЕРГЕТИЧНІ УСТАНОВКИ ТА ЇХ ШЛЯХИ РОЗВИТКУ

В. Д. Поляков^{1, a}, Т. В. Доник^{1,2}

¹Національний технічний університет України
«Київський політехнічний інститут імені Ігоря Сікорського»,
Фізико-технічний інститут

²Інститут технічної теплофізики НАН України

Анотація

Розглянуті ядерні енергетичні реактори четвертого покоління, що стали вирішенням проблем заміни старих установок та підвищення попиту на електроенергію. Основна увага приділена енергетичній установці, що працює по складному термодинамічному циклу ГТУ, що являє собою замкнутий цикл Брайтона з регенерацією тепла і проміжним охолодженням в компресорі.

Ключові слова: газова турбіна, модульний гелієвий реактор, реактор четвертого покоління

1. Вступ

У всьому світі існує явна потреба в нових генеруючих потужностях, як для заміни старих установок, що працюють на корисних копалин, особливо на вугіллі, які виділяють багато вуглекислого газу, так і для задоволення підвищеного попиту на електроенергію в багатьох країнах. У 2015 році 66,0% електроенергії було вироблено в результаті спалювання корисних копалин.

З сучасним розвитком науки і техніки шляхом вирішення даної проблеми дає активний розвиток ядерної енергетики, на основі перспективних реакторів IV покоління. Далі, розглянемо схеми реакторів четвертого покоління. Серед всіх п'яти схем, які розробляються в даний час, особливо слід зазначити високотемпературний газоохолоджувальний реактор (ВТГР), принципово відмінністю якого є використання в якості теплоносія газоподібного гелію. Така схема має цілий ряд переваг перед звичайними легководними або важководними реакторами. По-перше, гелій не активується при проходженні через активну зону реактора, що окрім надзвичайної переваги в екологічності надає змогу позбутися другого контуру, зробивши систему компактнішою. По-друге, за рахунок більш високої (750–850 °С) температури теплоносія підвищується ККД циклу, і з'являється можливість використання скидного тепла для інших технологічних потреб.

Дана робота присвячена аналізу сучасної проблеми ядерної і теплової енергетики та енергетичних гелієвих установок четвертого покоління. Метою даної роботи є аналіз сучасної проблеми ядерної енергетики, та енергетичних гелієвих установок четвертого покоління, а саме, високотемпературний газоохолоджувальний реактор.

2. Реактори четвертого покоління, переваги та недоліки

Реактори четвертого покоління, що наведені нижче, мають намір підвищити ефективність, підвищити безпеку і надійність і дати можливість для інших комерційних переваг, таких як виробництво водню. Далі наводяться деякі міркування для нового покоління ядерної енергетики та розглядаються реактори четвертого покоління [1, 2].

Реактор з розплавленою сіллю — це ядерний реактор, який використовує рідке паливо у вигляді дуже гарячої фторидної або хлористої солі замість твердого палива, використовуваного в більшості реакторів.

Перевагами даного реактора є те, що немає нейтронних втрат в структурі; гарно утилізує торій; здатність до високих температур; дуже низька надлишкова реактивність; немає хімічної реакції з повітрям або водою.

Основним недоліком є виробництво тритію; необхідні регуляторні зміни для вирішення принципово різних конструктивних особливостей; ризик корозії. Сплави на основі нікелю та заліза схильні до крихкості при високому потоці нейтронів.

Реактор з водою надкритичних параметрів на теплових і швидких нейтронах — використовує воду в якості основного холодоагенту. Цикл являє собою один раз наскрізний дизайн і в основному є ЛВР (реактор на легкій воді — являє собою тип реактора теплових нейтронів), які працюють при більш високих тисках і температурах.

Перевагами таких реакторів є те, що можливе отримання 45% теплової ефективності; здатна використовувати більшість компонентів реактора ВВР і КВР; немає необхідності в струменевих насосах; герметиках або сушарках; логічні поліпшення в конфігураціях ВВР і КВР.

^aslava.polyakov1@gmail.com

Недоліки цього реактору є те, що високий тиск води створює більше шансів на втрату холодоагенту (ЛОСА); високий тиск і температура вимагають нового аналізу на придатність труб і компонентів.

Реактор на швидких нейтронах з теплоносієм із рідкого натрію — має два різні розміри залежно від бажаної енергії. Менший розмір буде вміщати від 150 до 600 МВт, в той час як більший розмір обробляє від 500 до 1500 МВт. Обидві ці установки використовують натрій як сповільнювач. Натрій є більш важким матеріалом, коли нейтрони стикаються з атомами натрію, вони не втрачають стільки енергії, скільки водою.

Переваги вище сказаного реактору полягає в тому, що він має замкнений і незамкнений паливний цикл; має перевагу над усіма іншими швидкими реакторами; відновлює і переробляє 99,9% актинідів(радіоактивні хімічні елементи); низький коефіцієнт дезактивації продукту; ніколи не відокремлює плутоній на будь-якому етапі; досягає теплової ефективності 40%.

Недоліки даного реактору є його велика вартість; всі системні дослідження необхідні для перевірки пасивних систем безпеки та проектування компонентів; натрій загоряється і вибухає при контакті з водою або повітрям.

Швидкодіючий реактор з швидким охолодженням — використовується свинцевий або свинцево-вісмутувий в якості первинного холодоагенту всередині активної зони реактору. Він використовує спектр швидких нейтронів і замкнутий паливний цикл.

Переваги цього реактору є те, що він працює без скидання потенціалів ЛОСА(аварія з втратою охолоджуючої рідини); конструкція може бути виготовлена за межами майданчика і зібрана там, де це необхідно; конструкція може бути легко модифікована для роботи з H_2 ; тривалий інтервал дозатправки, від 10 до 20 років.

Недоліки даного реактору є те, що нове паливо необхідно проаналізувати для специфікації продуктивності; компонентний дизайн ставить нові ризики для сторонніх виробників; ймовірно, буде потрібно ще 22 роки досліджень до комерційного використання.

Надвисокотемпературний реактор, у типовій конструкції якого використовується гелієвий холодоагент, що працює в силовому циклі Брайтона з інтенсивністю досягнення робочих температур понад $1000\text{ }^\circ\text{C}$. Гелієвий газ забезпечує неактивне охолоджуюче місце існування з низьким ядерним перетином, яка може або безпосередньо управляти турбіною для виробництва електроенергії, або може бути спрямована на технологічне тепло для підвищення ефективності виробництва газоподібного водню до економічного рівня.

Переваги даного реактору є гелієва охолоджуюча рідина; торій та уранове паливо; більш висока ефективність електроенергії ($> 50\%$); виробництво водню.

Недоліки полягають в тому, що паливо не може бути повернуто, коли повинно; низька теплопровідність гелію; обмежене дослідження [3].

Надалі будемо розглядати саме цей реактор, оскільки він задовольняє цілям четвертого покоління пасивної безпеки, хорошою економікою, високою стійкістю до поширення і поліпшені характеристики навколишнього середовища, включаючи скорочення відходів і кращого використання палива, ніж нинішнє покоління атомних електростанцій.

Завдяки своїй здатності виробляти високі температури на виході охолоджувальної рідини (не менше $850\text{ }^\circ\text{C}$ з потенціалом для ще більш високої температури), модульна система гелієвого реактору може також ефективно виробляти водень високотемпературним електролізом або термохімічною водою розщеплення.

У 1980-і роки в Німеччині, США та Росії було розроблено декілька проектів модульних ВТГР для вироблення електроенергії у паровому циклі високопотенційного тепла. Проектантів залучали потенційні можливості модульних ВТГР, в зв'язку з чим в США започаткували опрацювання ЯЕУ з модульним гелієвим реактором і газовою турбіною [4, 5].

3. Схема ГТ-МГР

Енергетична установка ГТ-МГР, яку можна побачити на рисунку 1, складається з двох модулів: модульного гелієвого реактору(МГР) та газотурбінної установки(ГТУ), яка складається з турбокомпресора вертикального типу на електромагнітних підшипниках с двокаскадним осьовим компресором, газової турбіни та високоефективної теплообмінної установки.

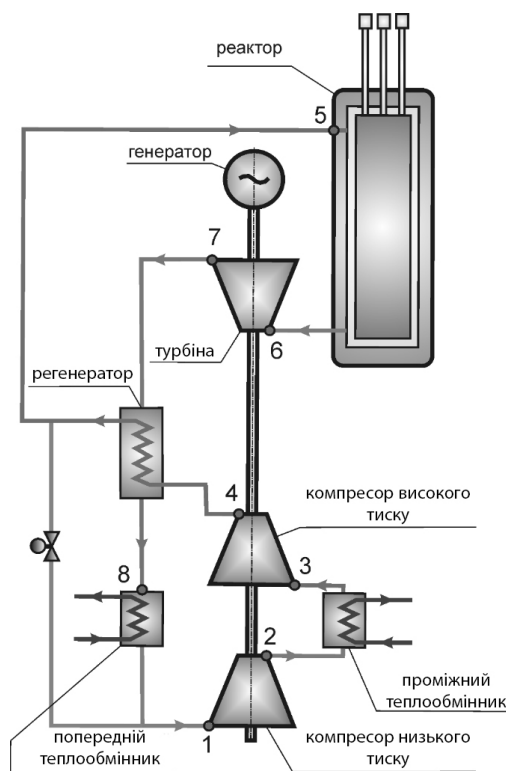


Рис. 1. Схема ГТ-МГР

Газотурбіна установка працює по складному термодинамічному циклу ГТУ — циклу Брайтона із

регенерацією теплоти у регенераторі 4 та охолодженням робочого тіла (гелія) у проміжному 7 та у попередньому теплообміннику 5 зображено на рисунку 1 [6]. Дана установка працює наступним чином: підігрі-

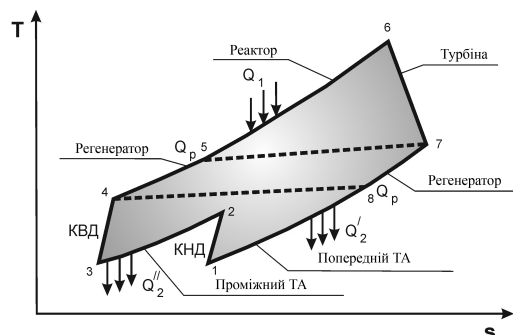


Рис. 2. Складний цикл ГТУ з регенерацією тепла і проміжним охолодженням в компресорі

тий гелій із реактора поступає в турбіну, де після розширення направляється в регенератор і далі до попереднього теплообмінника.

Після охолодження у попереднього теплообмінника гелій поступає до компресора низького тиску, охолоджується в проміжному теплообміннику, і далі поступає до компресора високого тиску, а потім проходить через регенератор і вертається до реактору, що можна побачити на рисунку 2 [7].

В подальшому, буде виконано розрахунок термодинамічного циклу блока перетворення енергії ядерної установки з гелієвим реактором, аналіз впливу втрати тиску в теплообмінному обладнанні на ефективність циклу ядерної установки.

4. Висновки

- 1) Розглянуто 5 реакторів четвертого покоління, їхні переваги та недоліки. Для детального ознайомлення вибрано ВТГР.

- 2) Проведено аналіз принципу роботи установки ГТ-МГР, принцип роботи ГТУ з регенерацією тепла і проміжним охолодженням в компресорі.
- 3) В майбутньому, буде розраховано термодинамічний цикл БПЕ, та проведено аналіз впливу втрати тиску в теплообмінному обладнанні на ефективність циклу ядерної установки.

Перелік використаних джерел

1. М. Мурогов В. Развитие ядерной энергетики: глобальные проблемы и стратегии. — 1997. — С. 8 с.
2. R. Allen T. Generation IV Nuclear Reactor Comparisons. — 2004. — Access mode: <http://me1065.wikidot.com/generation-iv-nuclear-reactor-comparisons> (online; accessed: 2008-10-21).
3. LaBar M. P. A. S. Shenoy W. A. Simon, Campbell E. M. The Gas Turbine-Modular Helium Reactor. — Nuclear News, 2003.
4. Kiryushin A. I. Kodochigov N. G. Kouzavkov N. G., N. Ponomarev-Stepnoi N. Project of the GT-MHR high-temperature helium reactor with gas turbine. — 1997. — P. 119-129.
5. G. Goetham V. Generation IV Nuclear Reactor Comparisons. — 2012. — Access mode: <http://www.atomic-energy.ru/technology/34307> (online; accessed: 2012-07-22).
6. Neylan A. J. Shenoy A. Silady A. Dunn F. A., D. Dunn T. GT-MHR Design, Performance, and Safety. — 1994.
7. N. Touran. Molten Salt Reactors. — 2010. — Access mode: <https://whatisnuclear.com/msr.html> (online; accessed: 2010-04-16).