

СУЧАСНІ ЯДЕРНІ РЕАКТОРИ ІV ПОКОЛІННЯ ТА ЇХ МЕТРОЛОГІЧНЕ ЗАБЕЗПЕЧЕННЯ

Більш точні виміри, що простежуються, дуже потрібні в області іонізуючих випромінювань. Підвищена увага до атомної енергетики і широке застосування іонізуючих випромінювань в області діагностики, терапії і радіаційного захисту вимагає створення прецизійного дозиметричного устаткування.

Заходи, прийняті GIF, послужили основою для виявлення та відбору шести ядерно-енергетичних систем для подальшого розвитку. Обрані системи спираються на різні реактори перетворення енергії і технології паливного циклу. Їхні проекти мають теплові і швидкі спектри нейтронів, закриті та відкриті паливні цикли, а також широкий діапазон розмірів реактора від дуже маленьких до дуже великих. В залежності від своїх ступенів технічної зрілості, системи четвертого покоління, як очікується, стануть доступними для комерційного впровадження в період близько 2030 року або за його межами.

Всі системи четвертого покоління спрямовані на підвищення продуктивності, нові застосування ядерної енергії, та / або більш стійкі підходи до поводження з ядерними матеріалами. Високотемпературні системи пропонують можливість ефективного застосування технологічного тепла і в кінцевому рахунку – виробництва водню. Підвищення стійкості досягається в першу чергу за рахунок прийняття замкнутого паливного циклу, включаючи переробку та утилізацію плутонію, урану і молодших актиноідів в реакторах на швидких нейтронах, а також завдяки високій тепловій ефективності. Такий підхід забезпечує значне зниження вимог утворення відходів та ресурсів урану. У таблиці нижче наведені основні характеристики шести систем ІV покоління.

VHTR (Very-high-temperature reactor): реактор з дуже високою температурою є ще одним кроком в еволюційному розвитку високотемпературних реакторів. VHTR – є гелій-газовим охолодженням, з графітовим сповільнювачем, тепловий нейтрон реактора – це спектр з температурою на виході з активної зони вище, ніж 900°C , і між 1000°C . Це достатньо для підтримки високотемпературних процесів, таких як виробництво водню та термохімічні процеси. Посилання теплової потужності реактора встановлюється на рівні, який дозволяє пасивний розпад тепла, в даний час це оцінюється приблизно в 600 МВт. VHTR корисний для комбінованого виробництва електроенергії і водню, а також для інших додатків технологічного тепла. Він здатний виробляти водень із води за допомогою термохімічних та електрохімічних або гібридних процесів зі зниженою емісією (CO_2 , газів). Колись через НОУ (<20% U-235) паливний цикл буде нарешті прийнятий, але замкнений паливний цикл буде лише оцінюватися доки потенційні симбіотичні паливні цикли не стануть на рівні з іншими типами реакторів (особливо легководних реакторів) для здійснення цілі: зниження відходів. Очікується, що система буде доступна для комерційного використання до 2020 року.

SFR (Sodium-cooled fast reactor): система швидкого реактора з натрієвим охолодженням. Тут використовується рідкий натрій в якості теплоносія, що дозволяє високу щільність потужності та низьку охолоджуючу рідину об'ємної частки. Буде також перезамкнутий паливний цикл для відтворення палива та / або управління актиноідів. Реактор може бути виконаний в макеті басейну або в макеті компактного циклу. Варіанти реакторного розміру, які перебувають в діапазоні від невеликих (від 50 до 150 МВт) модульних і до великих реакторів (від 300 до 1 500 МВт). Ці два варіанти основної технології утилізації палива є сучасними водними і пірометалургійними обробками. Різноманітність варіантів палива розглядаються для SFR, із змішаним оксидом для кращого просування водного циклу та змішаного металевого сплаву з кращою пірометалургічною обробкою. Завдяки значному минулому досвіду, накопичення натрієвого реактора в декількох країнах планує розгортатися в SFR системі орієнтовано на 2020 рік.

SCWR (Supercritical-water-cooled reactor): Зона реактора може мати або тепловий або спектр швидких нейтронів, залежно від конструкції активної зони. Концепція може бути заснована на поточній ємності під тиском або в каналних реакторах, і, таким чином, використовувати легку воду або важку воду в якості модератора. Як і в реакторі з киплячою водою, перегріта пара буде поставлятися безпосередньо в парову турбину високого тиску і подача води з парового циклу буде поставлятися назад в ядро. На відміну від деяких інших ядерних систем четвертого покоління, SCWR можуть бути розроблені поступово, крок за кроком, починаючи з поточних водяних реакторів.

GFR (Gas-cooled fast reactor): з газовим охолодженням реактора на швидких нейтронах. Поєднує в собі переваги швидкого нейтронного ядра і гелієвого теплоносія та дає можливий доступ до високих температур. Це вимагає розробки надійних тугоплавких елементів палива і відповідної архітектури безпеки. Використання щільного палива, таких як карбід або нітрид забезпечує хорошу продуктивність розведення відносно плутонію і характеризується малим спалюванням актиноідів. Технологія демонстрації реактора необхідна для кваліфікації ключових технологій. Вона може відбутися в 2020 році.

LFR (Lead-cooled fast reactor): система швидкого реактора зі свинцевим теплоносієм, яка характеризується швидкими нейтронами спектру і замкнутим паливним циклом з повної утилізацією актиноідів, можливо, в центральних чи регіональних установках паливного циклу. Охолоджуюча рідина може бути або провід (бажаний варіант), або свинець / вісмут евтектики. LFR може працювати як пальники актиноідів з відпрацьованого палива, використовуючи інертну матрицю палива, або пальника / заводчик використання матриць торію. Два

варіанти розмірів реактора вважаються оптимальними: невелика 50-150 МВт транспортабельна система з дуже довгою основою життя, і середня система 300-600 МВт. У довгостроковій перспективі велика система 1200 МВт може бути передбачена. Система LFR може розгортатися в найближчому 2025 році.

MSR (Molten salt reactor): Система розплавлених солей реактора уособлює ту ж саму особливість рідкого палива. MSR поняття, які можуть бути використані в якості ефективних пальників трансуранових елементів відпрацьованого реактора на легкій воді (LWR), а також мають можливість розмноження в будь-якому вигляді спектра нейтронів в діапазоні від теплових (з торієвого паливного циклу), до швидких (з уран-плутонієвого паливного циклу). Будуть налаштовані для спалювання ядерних відходів або їх розведення, системи розплавлених солей мають значні перспективи для мінімізації радіотоксичності ядерних відходів.

У цілому ряді випадків, особливо у сфері експериментальних досліджень, при створенні нових технологій і т. д. потрібно широку приладово-інструментальну базу, що включає унікальні високоточні вимірювальні, аналітичні і технологічні прилади і комплекси.

Завдання розробки, вдосконалення і верифікації розрахункових методів, моделей і баз даних для створення реакторів нового покоління також постійно вимагають наявності надійних експериментальних даних про нейтронно-фізичні характеристики активної зони і опромінювальних каналів. Навіть для окремого реактора, що має, як правило, значне число опромінювальних каналів, параметри нейтронного поля (щільність потоку, спектри нейтронів) можуть істотно розрізнятися в різних каналах, а також залежати від завантаження в каналах і від режиму роботи реактора. Нині все частіше реалізуються варіанти спеціального формування спектру нейтронів в тепловій, проміжній або в швидкій області енергій для вирішення цільових завдань по опроміненню матеріалів, накопиченню ізотопів, нейтронно-променевої терапії. Така особливість, як надійність і достовірність отриманих даних, диктується декількома обставинами. По-перше, дані мають статус абсолютних значень, які застосовують для ядерно-небезпечних об'єктів. По-друге, експерименти на реакторах по спектрометрії і дозиметрії нейтронів, як правило, дорогі і у багатьох випадках немає можливості для повторення вимірів. Особливо це стосується нейтронно-дозиметричного супроводу при тривалих опроміненнях матеріалів.

Основна мета метрологічного забезпечення – розвиток загальних методологічних підходів і їх реалізація при створенні єдиної системи нейтронних вимірів для дослідницьких реакторів різних типів, що забезпечує необхідними нейтронно-фізичними даними експериментальні дослідження по радіаційному матеріалознавству, реакторній фізиці, накопиченню радіонуклідів. Для досягнення поставленої мети треба вирішити наступні основні завдання: 1. Аналіз і узагальнення вимог до забезпечення єдності нейтронних вимірів на дослідницьких реакторах при проведенні спектрометрії і дозиметрії нейтронів в характерних точках активних зон ядерних реакторів і в точках передбачуваного розміщення опромінюваних об'єктів. 2. Вироблення методології по апаратурних, методичних і програмних рішеннях, що забезпечують отримання широкого набору нейтронно-фізичних характеристик з високою точністю і достовірністю. 3. Розробка і створення комплексу вимірювальних спектрометричних установок з високими метрологічними характеристиками для реалізації можливостей нейтронно-активаційного методу на сучасному рівні. 4. Розробка і оснащення вимірювального комплексу атестованим програмним забезпеченням для попередньої обробки експериментальних результатів і для отримання остаточних даних за нейтронно-фізичними характеристиками, включаючи повреждаемость і перетворення трансмутацій. Важливим елементом програм обробки є використання стандартизованих і рекомендованих ядерних констант, бібліотек перерізів реакцій і спектрів нейтронів. 5. Оптимізація наборів нейтронно-активаційних детекторів (ДНА) – зразкових засобів вимірів для спектрометрії нейтронів і для нейтронного дозиметричного супроводу реакторних експериментів.

Температура - один з найважливіших параметрів, що багато в чому визначають ефективність розробки, випробувань і експлуатації ядерних енергетичних установок (ЯЕУ) різного призначення.

На атомних станціях (АЕС), наприклад, температурні датчики дислокуються на декількох тисячах вимірювальних позицій [1, с.5]. Саме з їх допомогою отримують майже 20% усієї вимірювальної інформації про температурні режими устаткування, що функціонує в середньому температурному інтервалі (300-700⁰С) Державної перевіркової схеми виду виміру.

Істотно більш високими рівнями нагріву характеризуються багато ядерних перетворювальних установок. У прототипі ядерного ракетного двигуна, наприклад, температура нагріву робочого тіла навіть дещо перевершувала верхню температурну межу – 2500⁰С повірочної схеми.

Для вибору первинних температурних перетворювачів та засобів їх захисту та комутації, для вимірювань всередині реакторів, необхідно враховувати сучасні вимоги законодавчої бази по використанню ядерної енергетики, а також забезпечити взаємозамінність з раніш застосованими датчиками. Високі вимоги до надійності температурних перетворювачів забезпечуються жорсткими обмеженнями до їх ударної міцності, віброміцності, вібростійкості, сейсмостійкості, стійкості до дії теплоносія і ряду інших чинників, що характеризують специфічні умови роботи конструктивних елементів активних зон реакторних установок.

ДЖЕРЕЛА ТА ЛІТЕРАТУРА:

1. Зайцев П.А. Состояние температурных измерений на АЭС и в атомной промышленности (разработка и производство термометрических средств контроля) // Аналитический обзор ДСП. №1024. – Подольск: ФГУП «НИИ НПО «ЛУЧ», 2013. – 81 с.