

ТЕПЛОГІДРАВЛІЧНИЙ ТА НЕЙТРОННО-ФІЗИЧНИЙ РОЗРАХУНОК РЕАКТОРУ ВВЕР-НКТ

В.П. Кравченко, В.В. Жук

Одеський національний політехнічний університет

Кафедра атомних електричних станцій

Розглянуто концепцію реактора ВВЕР з надкритичним тиском теплоносія. Проведено попередній тепло гідравлічний і нейтронно-фізичний розрахунок реактору цього типу.

Вступ

Сьогодні реактори ВВЕР і PWR займають провідне місце в ядерній енергетиці та будуть зберігати це положення в найближчі 20 років. За попередні 50-років створена технологія виготовлення обладнання та будівництва реакторних установок, накопичений значний досвід експлуатації.

Через особливості фізичних властивостей води в до критичному стані, а саме - слабкої залежності температури насичення від тиску в інтервалі понад 12 МПа - зміни температури теплоносія на виході з реакторів ВВЕР не настільки значні, від 292 до 325 °С. Внаслідок низької температури виходу з реактора ККД установок обмежений $\approx 33\%$ [1]. В наслідок невисокого ККД реакторів ВВЕР-1000, в даний час розробляються реактори нового – IV покоління. Одним з цих реакторів являється реактор ВВЕР-НКТ – з надкритичним тиском теплоносія.

Мета роботи - проаналізувати існуючий стан розвитку реакторів ВВЕР на надкритичних параметрах, розглянути проблеми і різні варіанти конструкцій, зробити попередній розрахунок реактора типу ВВЕР – НКТ.

Опис концепції реактору НКТ

Тепло ефективно відводиться в основному в області псевдо критичної температури, яка визначається як температура, що відповідає максимуму теплоємності. Для тиску 25 МПа ця температура складає ~ 385 °С. При НКТ відсутнє таке явище, як критичний тепловий потік, який в ВВЕР (PWR, BWR) може призвести до перепалу твєлів [2].

В якості основного варіанту розглядається одно контурна установка з подачею пари з реактора на турбіну і з проміжним перегрівом пари після першого ступеня. У цьому випадку, крім досягнення порівняно високого ККД істотно знижуються капітальні витрати, оскільки

скорочується число одиниць обладнання, зменшуються розміри захисної оболонки. Крім того, пропонується максимальне використання заводської технології виготовлення обладнання та застосування освоєних промисловістю турбін, корпусів реакторів, теплообмінного обладнання, що позитивно впливає на економічні характеристики і на надійність установок. Таким чином, згідно з [3], у порівнянні з діючими ВВЕР:

1) Підвищується ККД установки з 33 до 45 % (на сучасних ТЕС ККД наближається до 50-53 %). Це не тільки призводить до економії палива, але і покращує екологічний стан біля АЕС (зменшується викид тепла, випаровування в оточуючих водоймах);

2) Жорсткий (швидко-резонансний) спектр нейтронів дозволяє досягти високого коефіцієнта відтворення палива (близько 1), скоротити витрати урану, забезпечити використання ^{238}U , випалювання радіоактивних відходів. В якості палива можна використовувати освоєний двоокис урану, MOX-паливо або інші види палив, які передбачається використовувати в БН-800, 1200.

3) Зменшення витрати теплоносія через активну зону, пов'язане з можливістю збільшення підігріву теплоносія в активній зоні від 280 до 540 °С, тобто на 270 °С в порівнянні з підігрівом в ВВЕР на 30 - 35 °С, скорочує прохідні перерізи трубопроводів (в 2,5 - 3 рази), розміри запірно-регулюючої апаратури, потужності і розміри головних циркуляційних насосів, знижує витрати енергії на прокачування теплоносія, зменшує кількість петель до двох.

4) Одно контурна схема АЕС скорочує кількість обладнання, дозволяє відмовитися від парогенераторів - обладнання другого контуру, компенсаторів тиску, насосів другого контуру, сепараторів. Установки ВВЕР-НКТ вигідно відрізняються від інших ЯЕУ капітальними витратами і прогнозується, що їх вартість на 20 - 30 % буде нижче вартості ВВЕР.

5) Забезпечується застосування освоєного серійного обладнання машинного залу, яке широко використовується в даний час в тепловій енергетиці (турбіни, підігрівачі і т.п.).

6) Спрощуються системи безпеки в порівнянні з діючими ВВЕР. Зникає (або значно скорочуються) проблема водневої безпеки при відмові від цирконієвих сплавів і використанні оболонок твелів з нержавіючих сталей або нікелевих сплавів, зникає необхідність у багатьох компонентах цієї системи.

7) Значно зменшується об'єм захисної оболонки при тій же потужності АЕС внаслідок відмови від парогенераторів та іншого обладнання, що знижує і витрати і строки будівництва.

8) Зазначені фактори призводять до меншої металоемності РУ в порівнянні з існуючими ВВЕР, скорочення об'єму і термінів будівельних робіт. Підтвердженням є і аналіз такого показника як питома металоемність РУ в т/МВт(ел.). У реакторів типу БН цей показник

дорівнює 17,7 для БН-350 - 13,0 для двоконтурного реактора ВВЕР-НКТ - 3,1, для одно контурного реактора ВВЕР НКТ близько 1,4 - 1,6.

9) Скорочуються експлуатаційні витрати. Зменшення кількості обладнання, приладів РУ скорочує не тільки витрати на його проектування, виготовлення, монтаж, а й на ремонт, включаючи заміну у разі потреби.

В ядерній енергетиці 21 століття можуть бути використані реактори ВВЕР-НКТ як з тепловим, так і з швидко-резонансним спектром нейтронів. Основні відомості про швидко-резонансний ВВЕР-НКТ наведені у Таблиці 1.

Таблиця 1 - Основні відомості про швидко-резонансний ВВЕР-НКТ

| Параметр, характеристика | Швидко-резонансний ВВЕР-НКТ |
|--|------------------------------------|
| Потужність тепла, МВт | 3864 |
| ККД, % | 44 |
| Паливо | UO ₂ + PuO ₂ |
| Теплоносій | Вода НКТ (P=25 МПа) |
| Температура теплоносія: вхід/вихід, °C | 290/540 |
| Енергонапруженість, кВт/л | 80 |
| Коефіцієнт відтворення | 1,0 |
| Оболонка: матеріал, діаметр, товщина | Сплав Ni 9,1x0,55 |
| Вигорання, МВт діб/кг U | 38 |

На рис.1 приведена типова схема одно контурної установки НКТ з подачею пари з реактора на турбіну. По організації руху теплоносія в активній зоні розглядаються «одноходова» - загальноприйнята схема і «двоходова» схеми [4]. У кожній з цих схем корпус реактора підтримується при температурі 290 °C. У середині корпусу встановлюється «гарячий» бокс, в який поступає теплоносій після активної зони.

По вихідному, теплоізованому трубопроводу пара виходить з реактора і спрямовуються до турбіни.

В одноходовій схемі охолодження весь підігрів теплоносія відбувається при його русі в активній зоні знизу вгору. Оскільки величина цього підігріву велика 230 - 250 °C, то навіть невеликі нерівномірності у розподілі енерговиділення по твел призводять до великих відмінностей у вихідній температурі теплоносія і в температурі оболонок твел.

У «одноходовій» схемі (рис.2) реалізується підйомний рух теплоносія. У «двоходових» установках організовується опускний рух теплоносія в кільцевій зовнішній частині активної зони і підйомний рух у центральній частині (рис.3).

У реакторі з швидким спектром нейтронів густина теплоносія змінюється по висоті в ~ 10 разів, спектр нейтронів - від теплового до швидкого. Потрібне використання складної

схеми профілювання збагачення палива за обсягом активної зони і введення бланкета для отримання негативного пустотного ефекту реактивності.

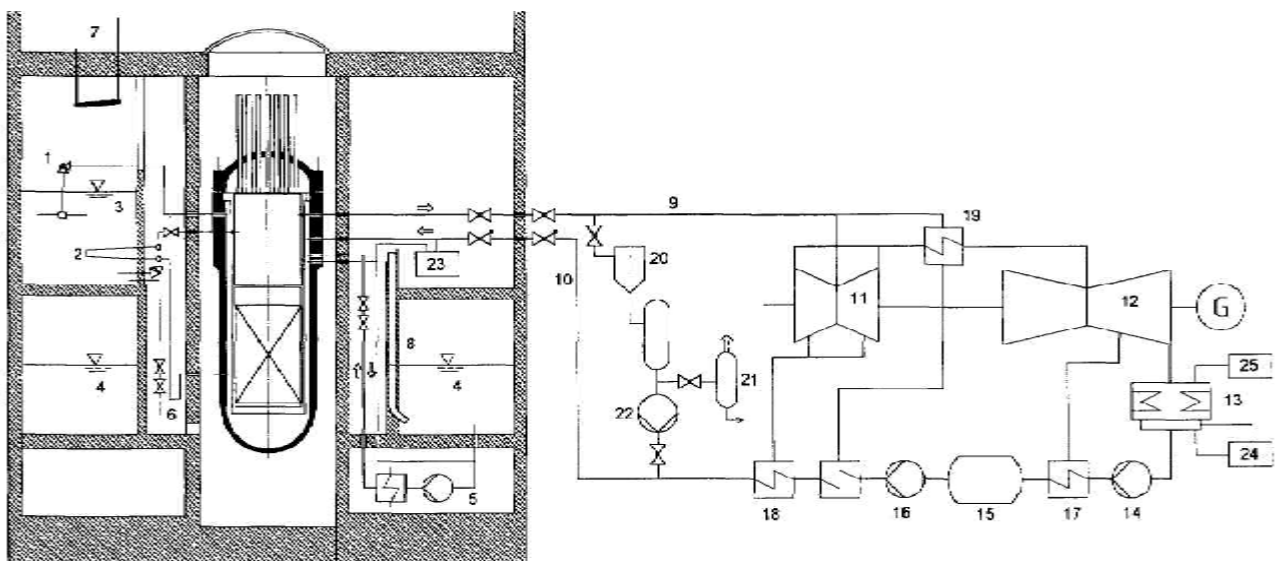


Рис.1. Загальний вигляд і типова схема одно контурної установки з ВВЕР-НКТ:

- 1 - система безпеки; 2 - конденсатор; 3 - басейн; 4 - система безпеки з високим тиском;
- 5 - контур охолодження низького тиску; 6 - реакторна шахта з реактором;
- 7 - конденсатор для охолодження середовища під оболонкою; 8 - дренажні трубопроводи;
- 9 - основний трубопровід з паром; 10 - трубопровід з живильною водою;
- 11 - частина турбіни з високим тиском; 12 - частина турбіни з середнім і низьким тиском;
- 13 - конденсатор; 14 - насос; 15 - бак з живильною водою; 16 - основний насос;
- 17 - 19 - теплообмінники-підігрівачі; 20 - сепаратор; 21 - ємність для дренажу;
- 22 - насос для пускового режиму; 23 - система для очищення теплоносія; 24 - система для очищення;
- 25 - система дегазації

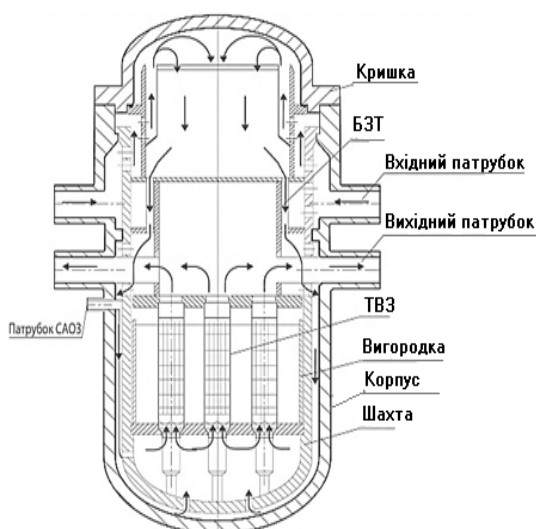


Рис. 2. Конструктивна схема реактора ВВЕР-НКТ при одноходовій схемі циркуляції

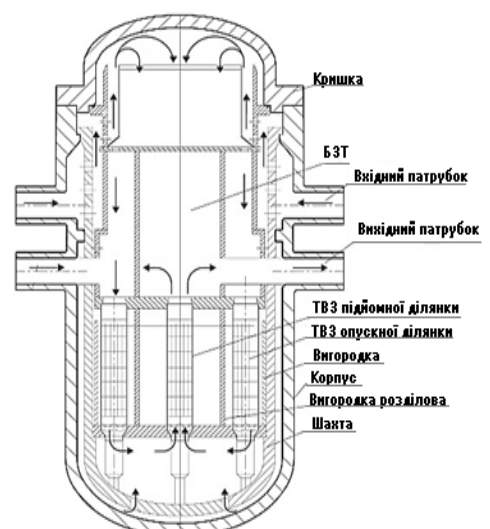


Рис. 3. Конструктивна схема реактора ВВЕР-НКТ при двоходовій схемі циркуляції

«Двоходова» схема, відповідно до якої активна зона розділена по радіусу на центральну і периферійну зони з приблизно однаковим числом ТВЗ, приваблива тим, що область фазового переходу 2-го роду з різкою зміною густини теплоносія і розчинності у ньому домішок знаходиться в нижній частині АЗ з меншою щільністю потоку нейтронів. Це позитивно впливає на стійкість режимів реактора і, ймовірно, дозволить знизити перенесення продуктів корозії в контурі (домішки будуть локалізовані в нижній частині корпусу).

Периферійна зона охолоджується при русі теплоносія зверху вниз. Внизу активної зони в камері змішування потоки теплоносія з периферійних ТВЗ об'єднуються і надходять на вхід в центральну, яка охолоджується при русі теплоносія знизу вгору. Потоки теплоносія в опускній і підйомній ділянках пропонується розділити при $t \approx t_m = 385 \text{ }^\circ\text{C}$. В опускній ділянці теплоносії буде нагріватися на $95 \text{ }^\circ\text{C}$, густина змінюється в ~ 3 рази. Спектр нейтронів буде змінюватися по радіусу і менше по висоті, і в цьому випадку не буде потрібно складної профілізації збагачення палива для вирівнювання енерговиділення за об'ємом активної зони. Всі конструкції ТВЗ працюватимуть при вдвічі меншому перепаді температури.

При розподілі активної зони на дві ділянки прохідний переріз для теплоносія зменшується в 2 рази і в 2 рази збільшується швидкість теплоносія, яка стає рівною $1,6 \text{ м/с}$ на вході в периферійну зону і $\sim 15 \text{ м/с}$ на виході з активної зони, але це призводить до підвищення коефіцієнта тепловіддачі (в $1,7$ рази), зниження температури оболонки твела і поліпшенню його працездатності.

Необхідно вирішити такі проблемні питання по активній зоні [5]:

- нейтронно-фізичні питання: прийнятні значення КВ і вигорання, а також забезпечення само захищеності реактора в проектних режимах деяких категорій;
- теплогідравлічні питання, а саме: погіршений теплообмін і між осередковий тепло-і масо перенос;
- тепло-масообмінні питання в т.ч. термоакустичні явища при перемішуванні «холодного» і «гарячого» потоків теплоносіїв в деяких проектних режимах;
- питання стійкості в т.ч. аналіз періодичної та аперіодичної нестійкості, коли причиною нестійкості є багатозначність гідродинамічної характеристики каналу;
- конструкторські та матеріалознавчі питання, а саме: розробка та обґрунтування конструкцій ТВЗ, твела і пела, вибір матеріалів оболонки і паливної композиції для твела, а також конструкційних матеріалів для чохла, дистанціонуючих елементів і каркаса ТВЗ;
- дослідження ефектів корозії та ерозії оболонок і масо переносу продуктів корозії в

проектних режимах деяких категорій (дослідження важливі для обґрунтування радіаційної безпеки одно контурних установок).

На рис.1.4 наведено загальний вид чохової ТВЗ. За основу прийнята ТВЗ реактору ВВЕР-1000. Застосовується кластерна система розміщення пелів. Для цього в ТВЗ розміщені 18 спрямовуючих каналів. Центральний канал призначений для встановлення засобів вимірювань.

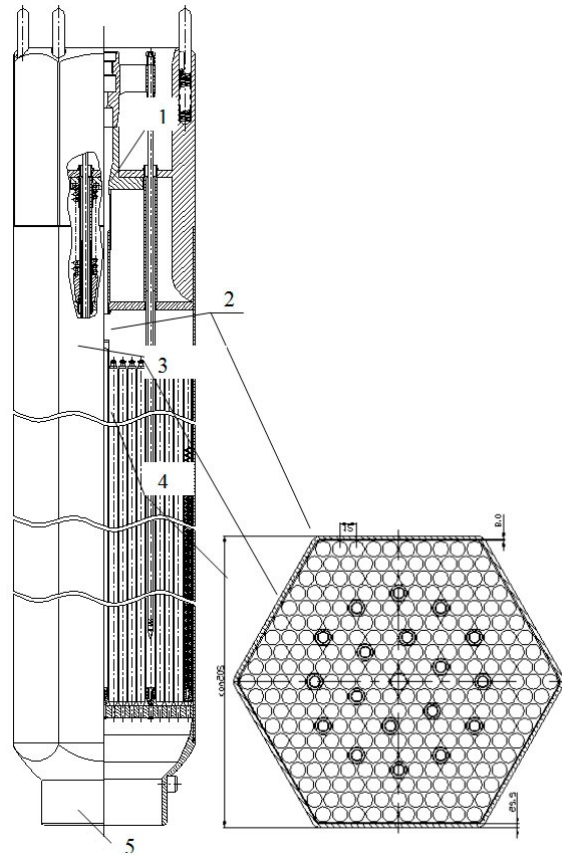


Рис. 4. Конструкція чохової ТВЗ:

1 - голівка, 2 - чохол; 3 - направляючий канал під ПЕЛ і елемент з гідридом цирконію; 4 - твेल (оболонка діаметром 9,1 x 0,55); 5 – хвостовик

Розрахунок реактору ВВЕР-НКТ

Для розрахунку була вибрана одноходова схема циркуляції. В якості вхідних даних були вибрані наступні [6]: електрична потужність $Q_e = 1700$ МВт; зовнішній діаметр твела $d_{\text{ТВ}} = 9,1$ мм; товщина оболонки твела $\delta_{\text{дТВ}} = 0,55$ мм; товщина оболонки касети $\delta_{\text{дКас}} = 2$ мм; товщина газового зазору $\delta_{\text{газ}} = 0,1$ мм; діаметр отвору в таблетці $d_{\text{отв}} = 1,2$ мм; зовнішній діаметр спрямовуючих каналів та центральної труби $d_{\text{НК}} = d_{\text{ЦТ}} = 10,2$ мм; число концентричних рядів твелів $m = 10$; відносний крок твелів $s/d = 1,5$; товщина між касетного зазору $\delta_{\text{МКЗ}} = 2$ мм; середня питома енергонапруженість активної зони $q_v = 80$ МВт/м³; густина UO_2 $\rho_{\text{UO}_2} = 10,4$ г/см³; матеріал оболонки – сталь 36Х18Н25С2.

Зміна температур теплоносія, оболонки і палива по висоті твेलів центральної ТВЗ наведена в Табл. 2.

Таблиця 2 – Результати розрахунку зміни температур теплоносія, оболонки твेलів і ядерного палива по висоті активної зони для центральних ТВЗ

| Координата по висоті активної зони, м | Температура, °С | | | | |
|---------------------------------------|-----------------|----------------|-----------|----------|----------|
| | теплоносія | оболонки твелу | | палива | |
| | | зовні | всередині | зовні | в центрі |
| -2,125 | 290 | 303,228 | 306,519 | 358,686 | 399,151 |
| -1,417 | 313,411 | 413,372 | 436,098 | 755,319 | 1215,908 |
| -0,708 | 367,861 | 505,370 | 538,992 | 1006,121 | 1830,935 |
| 0 | 440 | 770,249 | 794,886 | 1279,830 | 2638,469 |
| 0,708 | 512,138 | 882,040 | 900,978 | 1321,179 | 2513,270 |
| 1,417 | 566,588 | 809,346 | 822,086 | 1089,271 | 1595,691 |
| 2,125 | 590 | 621,794 | 624,216 | 664,066 | 714,441 |

Висновки

Проведено аналіз стану розвитку концепції реактору ВВЕР на надкритичних параметрах. Запропоновано дві схеми руху теплоносія через активну зону реактору: одно ходова та двоходова. Через те, що одно ходова схема є більш звичною та освоєною в сучасній атомній енергетиці, вона була обрана для подальшого розрахунку.

В результаті проведених попередніх теплогідравлічного та нейтронно-фізичного розрахунків отримані наступні результати:

- діаметр активної зони: $D_{аз} = 3,805$ м;
- висота активної зони: $H_{аз} = 4,25$ м;
- максимальна температура оболонки твела $882,1$ °С (при максимально припустимій 1000 °С);
- максимальна температура палива дорівнює 2638 °С (при максимально припустимій 2700 °С);
- середня температура палива в реакторі дорівнює 1959 °С;
- гідравлічний опір активної зони складає $0,0425$ МПа;
- середнє збагачення палива на початок кампанії для одержання кампанії реактора 300 діб складає $15,3$ %;
- температура нейтронного газу $1727,76$ К;
- ефективний коефіцієнт розмноження на початок кампанії для гарячого реактора дорівнює $1,127$;
- компенсуюча здатність стрижнів управління та захисту дорівнює $0,091$;

- глибока підкритичність холодного реактора забезпечується рідинним регулюванням - вводом борної кислоти. На початок кампанії концентрація борної кислоти має бути 4,365 г/л.

ПЕРЕЛІК ЛІТЕРАТУРИ

1. Стратегия развития атомной энергетики России в первой половине 21 века. - М.: ФГУП «ЦНИИАтоминформ», - 2001. - 64 с.
2. *Кириллов П.Л.* Надкритические параметры - будущее реакторов с водяным теплоносителем и АЭС. Обзор. - Атомная техника за рубежом. - 2001. - № 6. - с. 3-8.
3. *Алещенко П.И. и др.* Энергетические блоки с ядерными реакторами на докритические и сверхкритические параметры /В сб.: Опыт эксплуатации АЭС и пути развития атомной энергетики. - Обнинск: ФЕИ, 1974. - с. 99-100.
4. *Верхівкер Г.П., Кравченко В.П.* Основи розрахунку і конструювання ядерних енергетичних реакторів: підручник . - Одеса: ТЕС, 2009. - 412 с.
5. *Баранаев Ю.Д и др.* Ядерные реакторы на воде сверхкритического давления / Ю.Д. Баранаев, П.Л. Кириллов, В.М. Поплавський и др. – Атомная энергия. – 2004. - т. 94, Вып. 5. - с. 374-380.
6. *Кириллов П.Л.и др.* Реактор, охлаждаемый водой сверхкритического давления, ВВЭР-СКД - основной претендент в «Супер-ВВЭР» / П.Л. Кириллов, Ю.Д. Баранаев, А.П. Глебов и др. //Материалы 7-ой международной научно-технической конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». – Подольск: ОАО "ОКБ ГИДРОПРЕСС", 2011.

ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИЙ И НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЙ РАСЧЕТ РЕАКТОРА ВВЭР-НКТ

В.П. Кравченко, В.В. Жук

Рассмотрена концепция реактора ВВЭР со сверхкритическим давлением теплоносителя. Проведен предварительный тепло-гидравлический и нейтронно-физический расчет реактора этого типа.

THERMAL-HYDRAULIC AND NEUTRONIC CALCULATION OF VVER-TUBING

V.P. Kravchenko, V.V. Zhuk

The concept of supercritical reactor VVER pressurized coolant was considered in this article. There is a carried out the preliminary heat hydraulic and neutronic calculation of this type of reactor.