

# Теорія ядерних реакторів (ТЯР).

## Лекція 01.

1. Загальний огляд енергетичних реакторів
2. Стан та перспективи атомної енергетики
3. Завдання курсу ТЯР

# Ядерний реактор

- пристрій, в якому здійснюється **керована ланцюгова ядерна реакція**, що супроводжується виділенням енергії;

Перший в світі ядерний реактор – грудень 1942, США, Чикаго, Е. Фермі



В Європі – 25.12.1946 , Москва, І. Курчатов

Перша в світі АЕС – Обнінськ, 27.06.1954 (уран-графітовий реактор)

# Основні параметри реакторів

$k$  – коефіцієнт розмноження нейтронів;

$$\rho = \frac{k - 1}{k} \text{ – реактивність;}$$

$k = k_0 w = 1$  – умова критичності реактора;

$\beta_{\text{ef}}$  – доля затриманих нейтронів;

# Керована ядерна реакція

1.  $\rho < 0, k < 1$  - реактор підкритичний, інтенсивність реакції зменшується;
2.  $\rho = 0, k = 1$  - реактор в критичному стані, інтенсивність реакції постійна;
3.  $\rho > 0, k > 1$  - реактор надкритичний, інтенсивність реакції зростає.

За.  $0 < \rho < \beta_{\text{еф}}$  – реактор підкритичний на миттєвих нейтронах, а необхідна надкритичність досягається за рахунок затриманих нейтронів. При цьому реакція поділу є КЕРОВАНОЮ;

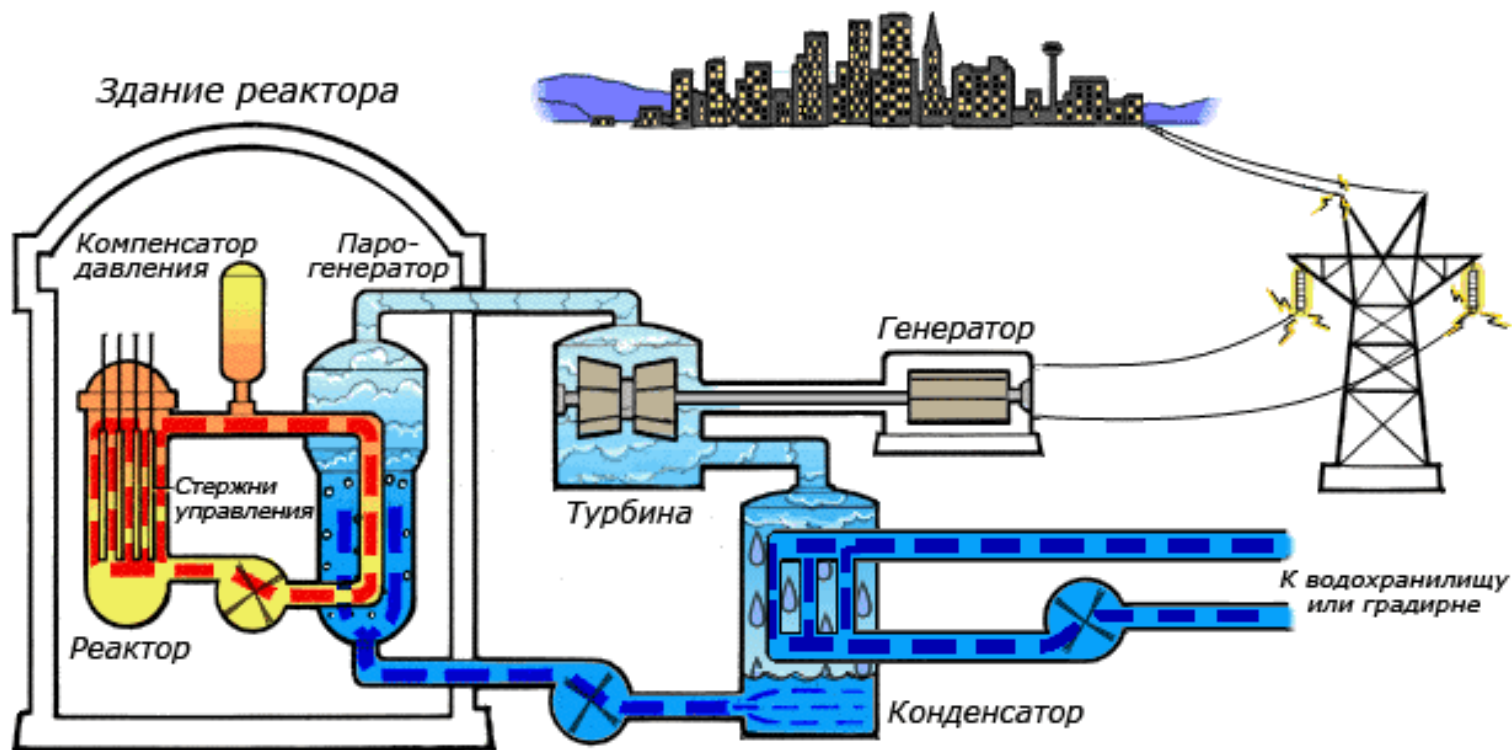
Зб.  $\rho > \beta_{\text{еф}}$  – реактор стає надкритичним на миттєвих нейтронах, управління ланцюговою реакцією поділу НЕМОЖЛИВЕ.  
В результаті відбувається ядерний вибух.

# Типи ядерних реакторів

- PWR (pressurized water reactors) — ВВЕР (водо-водяний енергетичний реактор);
- PHWR (pressurised heavy water reactor) — водо-водяний реактор на важкій воді;
- BWR (boiling water reactor) — киплячий водяний реактор;
- LWGR (light water graphite reactor) — графіто-водяний реактор;
- GCR (gas-cooled reactor) – газо-графітовий реактор;
- FBR (fast breeder reactor) — реактор-розмножувач на швидких нейтронах;

Найбільш розповсюджені в світі водо-водяні ( 62 %) та киплячі (20 %) реактори.

# ВВЕР



# ВВЕР

## Переваги:

- ✓ Відпрацьована технологія;
- ✓ Вода – дешевий матеріал, хороша теплопередача, незаймиста;
- ✓ При відповідній конструкції активної зони – від’ємний коефіцієнт реактивності;
- ✓ Блоки потужністю то 1600 МВт;

## Недоліки:

- Вода активно взаємодіє з багатьма металами, особливо при високій (300°C) температурі – необхідність застосування антикорозійних матеріалів;
- Необхідність підтримувати високий тиск ускладнює конструкцію корпусу;

# Характеристики ВВЕР

Характеристика	ВВЕР-210	ВВЕР-365	ВВЕР-440	ВВЕР-1000	ВВЕР-1200 (проект)
Теплова потужність реактора, МВт	760	1320	1375	3000	3200
Електрична потужність реактора, МВт	210	365	440	1000	1150
ККД, %	27,6	27,6	32,0	33,3	36,0
Тиск пари перед турбіною, кг/см <sup>2</sup>	29,0	29,0	44,0	60,0	-
Тиск у першому контурі, кг/см <sup>2</sup>	100	105	125	160,0	-
Температура води, °С:					
— на вході в реактор	250	250	269	289	298,6
— на виході із реактора	269	275	300	322	329,7
Діаметр активної зони, м	2,88	2,88	2,88	3,12	-
Висота активної зони, м	2,50	2,50	2,50	3,50	-
Діаметр ТВЕЛа, мм	10,2	9,1	9,1	9,1	-
Число ТВЕЛів в касеті	90	126	126	312	-
Завантаження урану, т	38	40	42	66	-
Середнє збагачення урану, %	2,0	3,0	3,5	3,3-4,4	4,71-4,85
Середнє вигорання палива, МВт·доб/кг	13,0	27,0	28,6	40	>50



# Реактор на важкій воді

## Особливості:

- Дейтерій має менший переріз поглинання нейтронів, ніж легкий водень  
→ кращий нейтронний баланс

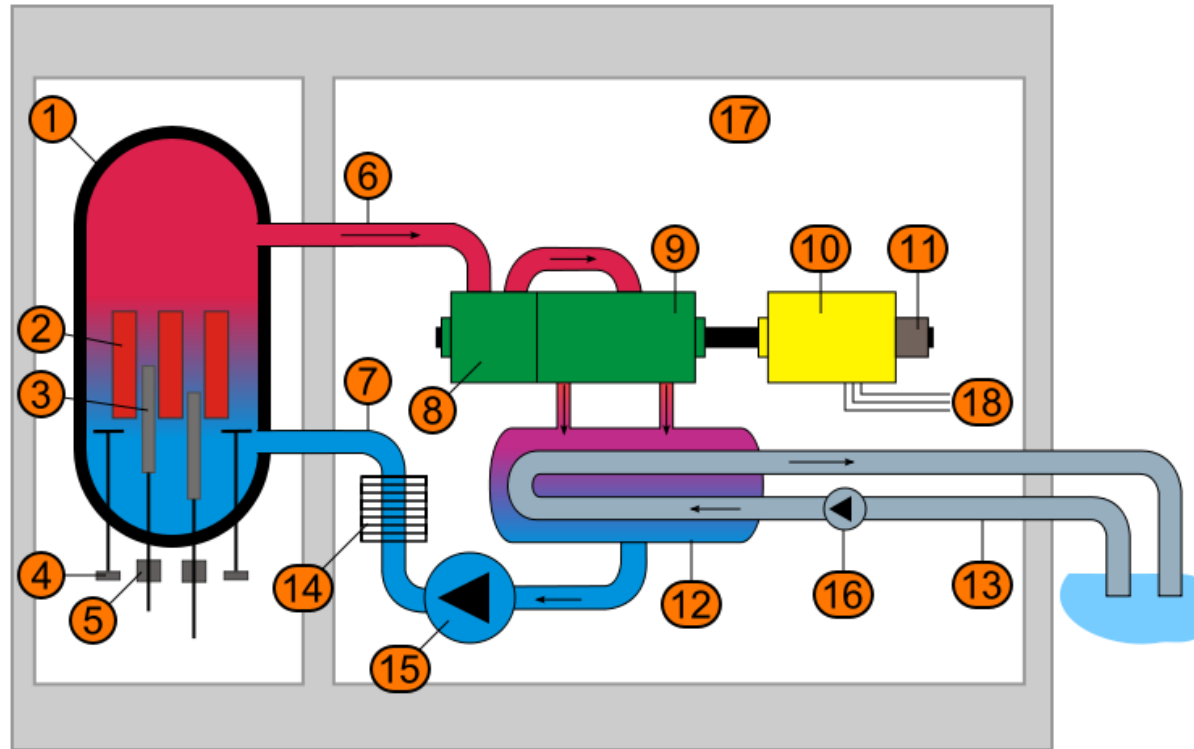
## Переваги:

- ✓ Можливість використання природного (незбагаченого) урану;
- ✓ Використання «зайвих» нейтронів для напрацювання ізотопів (тритій, плутоній та ін.)

## Недоліки:

- Висока ціна енергоблока та теплоносія ( $D_2O$ )

# Киплячий ядерний реактор



1. Корпус реактора (КР)  
4. Циркуляційні насоси (ЦН)

7. Живильна вода  
10. Турбогенератор

13. Охолоджуюча вода конденсатора  
16. Конденсатний насос

2. Тепловиділяючі збирки  
5. Приводи стрижнів СУЗ

8. Циліндр високого тиску турбіни (ЦВТ)  
11. Збудник

14. Підігрівач живильної води  
17. Залізобетонна оболонка

3. Стрижні управління і захисту  
6. Пара на турбіну

9. Циліндр низького тиску турбіни (ЦНТ)  
12. Конденсатор

15. Живильний насос  
18. Підключення до мережі

# Киплячий ядерний реактор

## Переваги:

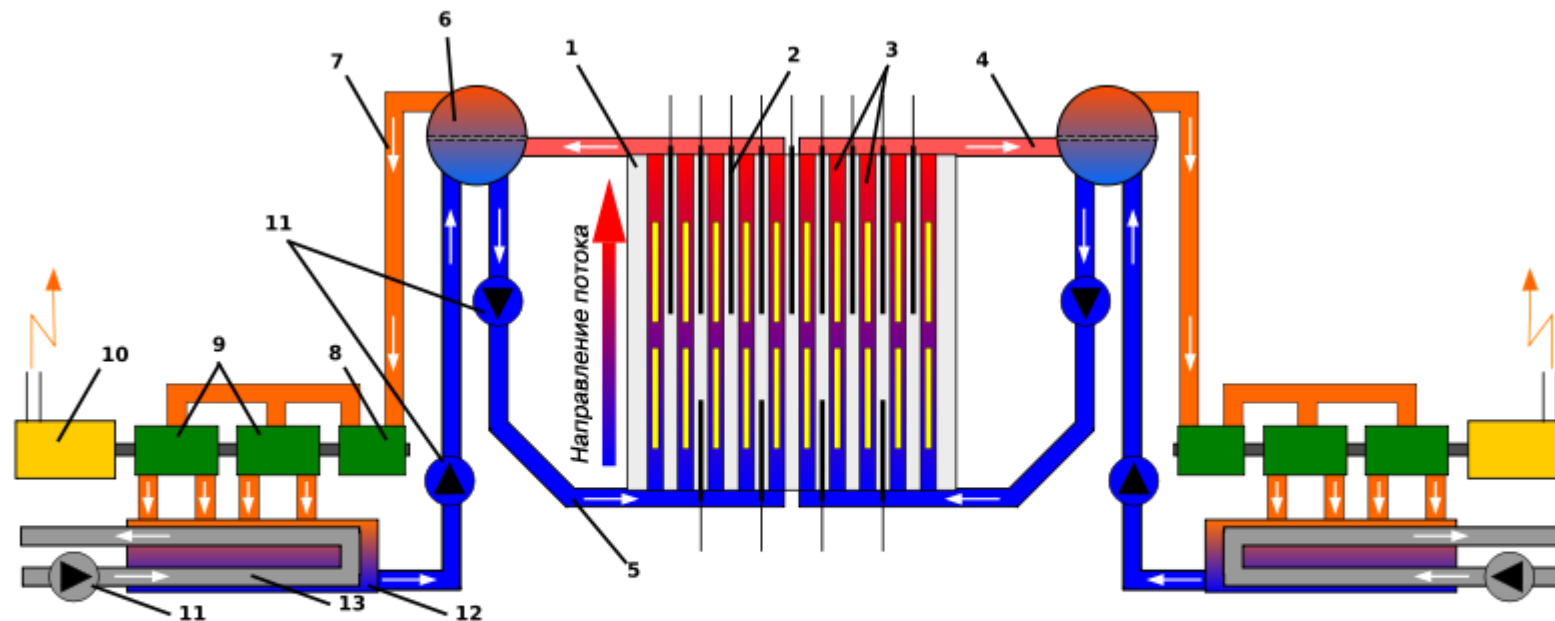
- ✓ корпус працює при нижчому тиску, ніж у ВВЕР
- ✓ у схемі АЕС немає парогенератора

## Недоліки:

- ризик позитивної реактивності при зниженні потужності

# РБМК

РБМК (реактор большой мощности канальный) –  
графито-водяний реактор кипящего типа



1 – Графитовый замедлитель  
2 – Стержни управления и защиты  
3 – Технологические каналы  
4 – Пар  
5 – Вода  
6 – Барабан-сепаратор  
7 – Сухой пар

8 – Турбина высокого давления  
9 – Турбины низкого давления  
10 – Электроический генератор  
11 – Циркуляционные насосы  
12 – Охладитель (конденсатор)  
13 – Вспомогательный водяной контур

# РБМК

## Переваги

- ✓ Знижений, в порівнянні з корпусними ВВЕР, тиск води в першому контурі;
- ✓ Завдяки каналній конструкції відсутній дорогий корпус;
- ✓ Немає дорогих і складних парогенераторів;
- ✓ Немає принципних обмежень на розмір і форму активної зони;
- ✓ Незалежний контур системи управління і захисту (СУЗ);
- ✓ Широкі можливості здійснення регулярного контролю стану вузлів активної зони (наприклад, труб технологічних каналів) без необхідності зупинки реактора, і також висока ремонтпридатність;
- ✓ Заміна палива без зупинки реактора завдяки незалежності каналів один від одного (зокрема, підвищує КВВП);
- ✓ Можливість напрацювання радіонуклідів технічного та медичного призначення, а також радіаційного легування різних матеріалів;

# РБМК

## Недоліки

- Велика кількість трубопроводів і різних допоміжних підсистем вимагає наявності великої кількості висококваліфікованого персоналу;
- Необхідність проведення поканального регулювання витрат, що може спричинити за собою аварії, пов'язані з припиненням витрати теплоносія через канал;
- Більш високе навантаження на оперативний персонал в порівнянні з ВВЕР, пов'язана з великою кількістю вузлів (наприклад запірно-регулюючої арматури);
- Більша кількість активованих конструкційних матеріалів з-за великих розмірів АЗ і металоємності РБМК, що залишаються після виведення з експлуатації та потребують утилізації.

# Реактор на швидких нейтронах

- ✓ Дозволяє напрацьовувати ядерне паливо в кількості, яка переважає потреби самого реактора (відтворення);
- Необхідність високої концентрації палива в активній зоні
- Висока вартість реактора

Перспективний напрямок

# Атомна енергетика у світі

Країна	Потужність, МВт	Доля, %	Станцій	Блоків
США	101240	19.6	66	104
Франція	63130	74.1	19	58
Японія	44215	29.2	17	50
Росія	23643	17.8	10	33
Південна Корея	20618	35.5	6	23
Китай	13792	1.92	6	17
Україна	13107	46.2	4	15
Канада	12624	15.1	6	19
Німеччина	12068	28.4	8	9
Швеція	9395	38.1	3	10
Великобританія	9190	15.3	8	16
Іспанія	7416	20.1	5	7
Бельгія	5927	51.2	2	7
Тайвань	5028	19.3	3	6
Індія	4391	2.85	6	20
Чехія	3804	33.3	2	6
Швейцарія	3278	38.0	4	5
Фінляндія	2752	28.4	2	4
<b>У світі</b>	<b>371923</b>	<b>-</b>	<b>194</b>	<b>437</b>



# Атомна енергетика у світі

За останніми даними МАГАТЕ, всього у світі експлуатується 437 ядерних енергетичних реакторів. Із них:

<b>PWR</b>	<b>273</b>
<b>BWR</b>	84
<b>HWR</b>	48
<b>GCR</b>	15
<b>LWGR</b>	15
<b>FBR</b>	2

# Атомна енергетика в Україні



Кількість реакторів у роботі	15
Загальна потужність	13835 МВт
Кількість реакторів, що будуються	5
Кількість зупинених або закритих реакторів	4

# Чорнобильська АЕС



Енергоблоки	Реактор	Потужність, МВт	Початок будівництва	Ввід в роботу	Вивід з експлуатації
1	РБМК-1000	1000	1970	1977	1996
2	РБМК-1000	1000	1973	1978	1991
3	РБМК-1000	1000	1976	1981	2000
4	РБМК-1000	1000	1979	1983	1986
5	РБМК-1000	1000	1981	Відмінено	
6	РБМК-1000	1000	1981	Відмінено	

# Запорізька АЕС – найбільша в Європі



Енергоблоки	Реактор	Потужність, МВт	Початок будівництва	Ввід в роботу
1	ВВЕР-1000	1000	1980	1984
2	ВВЕР-1000	1000	1981	1985
3	ВВЕР-1000	1000	1982	1986
4	ВВЕР-1000	1000	1983	1987
5	ВВЕР-1000	1000	1985	1989
6	ВВЕР-1000	1000	1986	1995

# Рівненська АЕС



Енергоблоки	Реактор	Потужність, МВт	Початок будівництва	Ввід в роботу
1	ВВЕР-440	440	1973	1980
2	ВВЕР-440	440	1973	1981
3	ВВЕР-1000	1000	1980	1986
4	ВВЕР-1000	1000	1986	2004

# Хмельницька АЕС



Енергоблоки	Реактор	Потужність, МВт	Початок будівництва	Ввід в роботу
1	ВВЕР-1000	1000	1981	1987
2	ВВЕР-1000	1000	1985	2004
3	ВВЕР-1000	1000	1986	план - 2018
4	ВВЕР-1000	1000	1987	план - 2020

# Південно-Українська АЕС



Енергоблоки	Реактор	Потужність, МВт	Початок будівництва	Ввід в роботу
1	ВВЕР-1000	1000	1977	1982
2	ВВЕР-1000	1000	1979	1985
3	ВВЕР-1000	1000	1985	1989
4	ВВЕР-1000	1000	1987	законсервовано

# Основні завдання ядерної промисловості України

- нарощування і удосконалення структури промислових запасів на Новокосянтинівсько-Докучаєвському гірничодобувному комплексі, що проектується, проведення детальної бурової розвідки Докучаєвського родовища із завершенням її у 2005 році та апробації цих родовищ у Державній комісії по запасах корисних копалин України;
- розвідка і підготовка до промислового освоєння Криничанського і Новогур'євського родовищ у пісковикових відкладах палеогену для їх розроблення за методом підземного вилуговування із застосуванням карбонатно-содового вилуговування, а також попереднє випробування методу киснево-содової схеми на Сафонівському родовищі спільно із Східним гірничо-збагачувальним комбінатом;
- пошуки багатого уранового зруденіння в північно-східній частині Кіровоградського блоку, у тому числі Казанківсько-Жовтоводинському рудному районі;
- пошуки багатого зруденіння в структурах невідповідності на північно-західному схилі Українського щита;
- масові пошуки радіоактивної сировини, які супроводжують весь комплекс геологорозвідувальних та інших робіт, пов'язаних з дослідженням надр.



# Завдання курсу ТЯР

## **Фізичні основи ядерних реакторів.**

- Загальні відомості про будову ядра.
- Властивості нейтронів. Поняття складового ядра.
- Взаємодія нейтронів з ядрами. Ділення ядер.
- Баланс нейтронів в ядерному реакторі.

## **Дифузія нейтронів**

- Основні поняття та визначення.
- Закон Фіка.
- Рівняння переносу нейтронів.
- Інтегральне рівняння переносу нейтронів.

## **Уповільнення нейтронів.**

- Взаємодія нейтронів з ядрами.
- Характеристики уповільнювача.
- Уповільнення нейтронів в середовищі при відсутності поглинань.
- Уповільнення нейтронів в середовищі за наявності поглинань.

# Література по курсу ТЯР

## Основна :

- Широков С. В. Фізика ядерних реакторів. – Видання друге: Вища школа, 1998. – с 288.
- Основы теории и методы расчета ядерных энергетических реакторов. – п/ред. Г.А.Батя. М.: Энергоиздат, 1982.
- Широков С.В., Гальченко В.В., Кіліна О.. Методичні вказівки до курсового проекту з курсу «Ядерні енергетичні реактори». Розділ «Нейтронно-фізичний розрахунок». Київ, НТУУ «КПІ», 2008 р.
- Широков С.В. Гальченко В.В. Посібник з вирішення задач з курсів «Теорія ядерних реакторів», «Енергетичні ядерні реактори», «Нестаціонарні в ядерних реакторах». Київ, НТУУ «КПІ», 2006. 80 с.

## Додаткова:

- Широков С. В. Ядерні енергетичні реактори. К. 1997, с. 280.
- Дементьев Б.А. Ядерні енергетичні реактори. – М.: Энергоиздат, 1984. – 281 с.
- Емельянов І. Я., Міхан В. І. Конструювання ядерних реакторів. М.: Энергоиздат, 1982. – 400 с.
- Доллежалъ Н.А., Ємельянов І.Я. Канальний ядерний енергетичний реактор. – М.: Наука, 1974. – 712 с.
- Овчинников Н.А., Голубев А.І, та інші. Експлуатаційні режими водо-водяних енергетичних реакторів. – М.: Атомиздат, 1979. – 300 с.